

DOKUMENT

4

ZUSAMMENFASSUNG DER KONSULTATIONSMASSNAHMEN, DIE FÜR DEN GEMEINSAMEN TEIL DER 4. REGELMÄSSIGEN ÜBERPRÜFUNG DER REAKTOREN MIT 900 MWE DURCHGEFÜHRT WURDEN

Öffentliche Anhörung zum Bericht über die 4. regelmäßige Überprüfung des

KERNKRAFTWERK VON BLAYAIS – REAKTOR NR. 2

Erkenntnisse der EDF aus der Abstimmung zur 4.[ten] periodischen Überprüfung der Kernreaktoren mit 900 MWe



INHALT

Einleitung S. 4

Teil 1 Erkenntnisse der EDF aus dem Konsultationsprozess S. 5

Teil 2 Erkenntnisse zu den Fragen und Anmerkungen der Öffentlichkeit S. 7

2.1 THEMEN DES KONSULTATIONSDOKUMENTS

- Die Robustheit des Brennstoffbeckens S. 8
- die Beherrschung von Unfällen mit Kernschmelze S. 9
- Berücksichtigung des Klimawandels S. 10
- Umgang mit der Alterung der Anlagen S. 12
- Kontrolle der Alterung des Sicherheitsbehälters S. 13
- Überwachung der Alterung des Reaktorbehälters S. 14
- Aufrechterhaltung der Konformität und Bearbeitung von Abweichungen S. 15

2.2 THEMEN, DIE NICHT TEIL DES KONSULTATIONSDOKUMENTS SIND

- Der Schutz von Kernkraftwerken vor böswilligen Handlungen S. . 16
- Kompetenzentwicklung und der Faktor Mensch S. 17
- Die finanzielle Rentabilität der Investitionen S. 20
- Die Information der Öffentlichkeit S. 21

Erkenntnisse von EDF für das nächste

4e periodische Überprüfung der 1.300-MWe-Kernreaktoren, S. 23

EINLEITUNG

Die Konsultation zur Verbesserung der Sicherheit der 32 französischen Kernreaktoren mit einer Leistung von 900 MWe im Rahmen der generischen Phase ihrer 4[e] periodischen Überprüfung fand vom 6. September 2018 bis zum 31. März 2019 statt. An dieser vom Hohen Ausschuss für Transparenz und Information zur nuklearen Sicherheit (HCTISN) initiierten Konsultation waren EDF als Betreiber, der für die regelmäßigen Überprüfungen verantwortlich ist, sowie die wichtigsten Akteure im Bereich der Sicherheit von Kernkraftwerken in Frankreich beteiligt: die Behörde für nukleare Sicherheit (ASN), der Nationale Verband der lokalen Informationskommissionen und -ausschüsse (ANCCLI) und das Institut für Strahlenschutz und nukleare Sicherheit (IRSN). Diese Abstimmung fand unter Aufsicht von zwei vom HCTISN benannten Garanten statt, die aus der von der Nationalen Kommission für öffentliche Debatten (CNDP) erstellten nationalen Liste ausgewählt wurden.

Das Dokument, zu dem die Öffentlichkeit um Stellungnahme gebeten wurde, ist die *„Note de Réponse aux Objectifs“* (NRO), ein offizielles Dokument, das EDF im Rahmen der Prüfung einer periodischen Überprüfung an die ASN übermittelt hat. EDF stellt darin insbesondere die Maßnahmen vor, die das Unternehmen umsetzen will, um die Ziele der 4· periodischen Überprüfung der 900-MWe-Kernreaktoren zu erfüllen. Zu diesem sehr technischen Dokument wurde eine leicht verständliche Zusammenfassung erstellt.

Es wurden 16 öffentliche Sitzungen organisiert, an denen 1.300 Personen teilnahmen; 4.000 Besucher nutzten die dafür eingerichtete digitale Plattform,
und insgesamt gingen rund 1.600 Beiträge ein.

Im Anschluss an die Konsultation hat sich EDF verpflichtet, daraus Lehren zu ziehen und diese zu veröffentlichen, womit eine der Empfehlungen des HCTISN vom 19. September 2019 befolgt wird. Dies ist das Ziel des vorliegenden Dokuments, das nach einer Analyse der Bilanz der Garanten, der Stellungnahme des HCTISN und des Protokolls des Austauschs mit der Öffentlichkeit(1) erstellt wurde.

1. Im ersten Teil erläutert EDF die Erkenntnisse und Erfahrungen, die das Unternehmen aus diesem Konsultationsprozess gewonnen hat, sowie die Maßnahmen, die es daraufhin ergreifen will.
2. Im zweiten Teil geht EDF auf die Fragen und Anmerkungen der Öffentlichkeit ein und erläutert ihre Position zu jedem Thema, das in ihren Zuständigkeitsbereich fällt.

(1) https://concertation.suretenucleaire.fr

Teil 1

ERKENNTNISSE VON EDF AUS DEM KONSULTATIONSPROZESS



Kernkraftwerk Chinon.

ZUSAMMENFASSUNG DER ERWARTUNGEN VON EDF HINSICHTLICH DER KONSULTATION

Auszüge aus den Konsultationsunterlagen: *„Im Vorfeld der öffentlichen Anhörungen, die durch das Gesetz zur Energiewende für grünes Wachstum eingeführt wurden, hat sich EDF gemeinsam mit den anderen Akteuren der nuklearen Sicherheit in Frankreich dazu verpflichtet, eine freiwillige Konsultation zu organisieren, zu der die Öffentlichkeit eingeladen ist, sich zu beteiligen. Für EDF ist dieser beispiellose und innovative Ansatz eine Gelegenheit, das Vertrauen der Regionen durch einen Dialog über die nukleare Sicherheit wiederherzustellen. (...) Im Rahmen dieser Konsultation möchte EDF darlegen, worin die im Zuge der 4. periodischen Überprüfung eingeführten Verbesserungen bestehen , und dabei Dokumente und Hilfsmittel zur Verfügung stellen (...), die einen umfassenden Wissensaustausch mit der Öffentlichkeit über die Herausforderungen der nuklearen Sicherheit und deren Verbesserung ermöglichen. EDF möchte im Rahmen dieser Konsultation mit der Öffentlichkeit Fragen und Vorschläge identifizieren, die das Projekt der 4. periodischen Überprüfung bereichern und es so in die Lage versetzen, das angestrebte Ziel zu erreichen: die Annäherung an die Ziele der nuklearen Sicherheit von Reaktoren der neuesten Generation.“*

DER KONSULTATIONSPROZESS WAR GEPRÄGT VON FOLGENDEN ERFOLGSFAKTOREN

EINE KOLLEGIAL GESTALTETE KONSULTATION

Die Initiative des Hohen Ausschusses für Transparenz und Information zur nuklearen Sicherheit (HCTISN), einen allgemeinen Konsultationsprozess zum weiteren Betrieb der französischen 900-MWe-Kernreaktoren durchzuführen, wurde am 27. Juni 2017 ergriffen. Sie ist das Ergebnis einer 2016 gebildeten Arbeitsgruppe mit rund dreißig Mitgliedern aus dem HCTISN, der EDF, der Behörde für nukleare Sicherheit (ASN), dem Institut für Strahlenschutz und nukleare Sicherheit (IRSN) sowie dem Nationalen Verband der lokalen Informationskommissionen und -ausschüsse (ANCCLI), mit Unterstützung der Nationalen Kommission für öffentliche Debatten (CNDP) und der Nationalen Gesellschaft der Untersuchungsbeauftragten (CNCE). Diese kollegiale Dynamik setzte sich in jeder Phase des Konsultationsprozesses fort:

- Die Steuerung des Konsultationsprozesses erfolgte kollegial und kooperativ, mit einem Lenkungsausschuss, dessen Mitglieder vom HCTISN benannt wurden, und einem operativen Ausschuss, der sich aus Vertretern der ASN, des IRSN, der ANCCLI und der EDF zusammensetzte;
- Die Vorbereitung dieses Vorgehens wurde durch die bereits sehr frühzeitig von diesen verschiedenen Akteuren angestellten Überlegungen ermöglicht;
- Das Bestreben jedes dieser Akteure in seiner jeweiligen Rolle bestand darin, einen Dialog mit der Öffentlichkeit aufzubauen – ohne dass eine gesetzliche Verpflichtung dazu bestand – und eine Kontinuität bis hin zu den

für jeden Reaktor in den kommenden Jahren[2];

- Die Benennung von zwei Garantinnen durch den Vorstand des HCTISN, die auf der von der Nationalen Kommission für öffentliche Debatten (CNDP) erstellten nationalen Liste stehen, ermöglichte es, die Qualität des Konsultationsprozesses (Gleichbehandlung, Transparenz, Argumentation) zu gewährleisten; die Garantinnen haben im Juni 2019 ihre Bilanz der Konsultation veröffentlicht.

DIE MÖGLICHKEIT, EINEN DIALOG MIT EINER VIELFALT VON ÖFFENTLICHKEITEN AUFZUBAUEN

Das in der Bilanz der Garantinnen hervorgehobene *„konstruktive Klima (der öffentlichen Sitzungen) unter Achtung unterschiedlicher Standpunkte* “ beruhte auf:

- dem Engagement der Betreiber und der Nuklearexperten im Dialog mit den Zielgruppen;
- einer aktiven Beteiligung der Öffentlichkeit, insbesondere der Anwohner, an diesem besonders technischen und komplexen Thema;
- den kontroversen Debatten, die es EDF ermöglichten, die Erwartungen der Öffentlichkeit besser zu erfassen, die Art und Weise zu hinterfragen, wie Verbesserungen der nuklearen Sicherheit dargestellt werden, und auf die geäußerten Fragen und Erwartungen einzugehen;
- die Vielzahl der Informations- und Austauschkanäle[3] sowie die vielfältigen Formen der Beteiligung[4]

.

EDF ZIEHT FOLGENDE SCHLUSSFOLGERUNGEN FÜR DIE FORTSETZUNG DER 4· PERIODISCHEN ÜBERPRÜFUNG DER 900-MWE-KERNREAKTOREN

- Bestimmte von EDF vorgeschlagene Maßnahmen zur Verbesserung der Sicherheit, insbesondere diejenigen, die aus den Erfahrungen mit dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima-Daiichi abgeleitet wurden (Notfall-Dieselaggregat, Corium-Verteiler, Nukleare Schnellreaktionskraft usw.), wurden von einer großen Mehrheit der Teilnehmer der Konsultation als relevant angesehen.
- Andere Aspekte der in der Antwort auf die Zielvorgaben (NRO) vorgeschlagenen Sicherheitsverbesserungen waren Gegenstand von Fragen, Kontroversen oder sogar Vorschlägen und Erwartungen. Diese Mitteilung zielt darauf ab, auf diese verschiedenen Themen einzugehen und Lösungsansätze aufzuzeigen.
- EDF hat zudem bestimmte Fragen zu Themen zur Kenntnis genommen, die nicht in den zur Konsultation vorgelegten Unterlagen enthalten waren, auf die das Unternehmen im Rahmen seiner Zuständigkeiten ebenfalls eingehen will.

In diesem Zusammenhang verpflichtet sich EDF, die Öffentlichkeit bis zum Beginn der öffentlichen Anhörungen kontinuierlich über die weiteren Schritte im Anschluss an die Konsultation zu informieren, und zwar auf verschiedene Weise:

- die Fortsetzung der Informationen auf der digitalen Plattform der Konsultation;
- das Angebot an die lokalen Informationskommissionen (CLI), gemeinsame Informationsveranstaltungen mit der ASN und dem IRSN durchzuführen, um die von jedem Veranstalter aus der Konsultation gezogenen Erkenntnisse vorzustellen, insbesondere die Stellungnahme des Betreibers EDF;
- die regelmäßige Veröffentlichung von Informationen in den elektronischen Rundschreiben der Kernkraftwerke;
- Gemäß der Empfehlung Nr. 3 des HCTISN wird EDF dieses Dokument der Öffentlichkeit im Rahmen künftiger öffentlicher Anhörungen für jeden der betroffenen Reaktoren zur Verfügung stellen.

(2) *Artikel L. 593-19 des Umweltgesetzbuchs.*
(3) Von öffentlichen Versammlungen in unmittelbarer Nähe der Kernkraftwerke, die von den lokalen Informationskommissionen geleitet werden, bis hin zur digitalen Plattform, über die ein nationales und internationales Publikum erreicht werden kann.
(4) *Workshops, Plenarsitzungen, Diskussion der Stellungnahme zu den Zielen des Konsultationsprozesses...*

Teil 2

ERKENNTNISSE ZU DEN FRAGEN UND ANMERKUNGEN DER ÖFFENTLICHKEIT

Unter den 1.600 Beiträgen, die bei den Konsultationssitzungen und auf der digitalen Plattform gesammelt wurden, hat EDF die Themen identifiziert, die in seinen Zuständigkeitsbereich(5) fallen und zu denen die meisten Fragen und Anmerkungen eingegangen sind. EDF legt zu jedem Thema seinen Standpunkt dar. Einige Themen sind im Konsultationsdossier enthalten, andere sind dort nicht aufgeführt, wurden jedoch von der Öffentlichkeit wiederholt angesprochen.



Kernkraftwerk Cruas-Meysse.

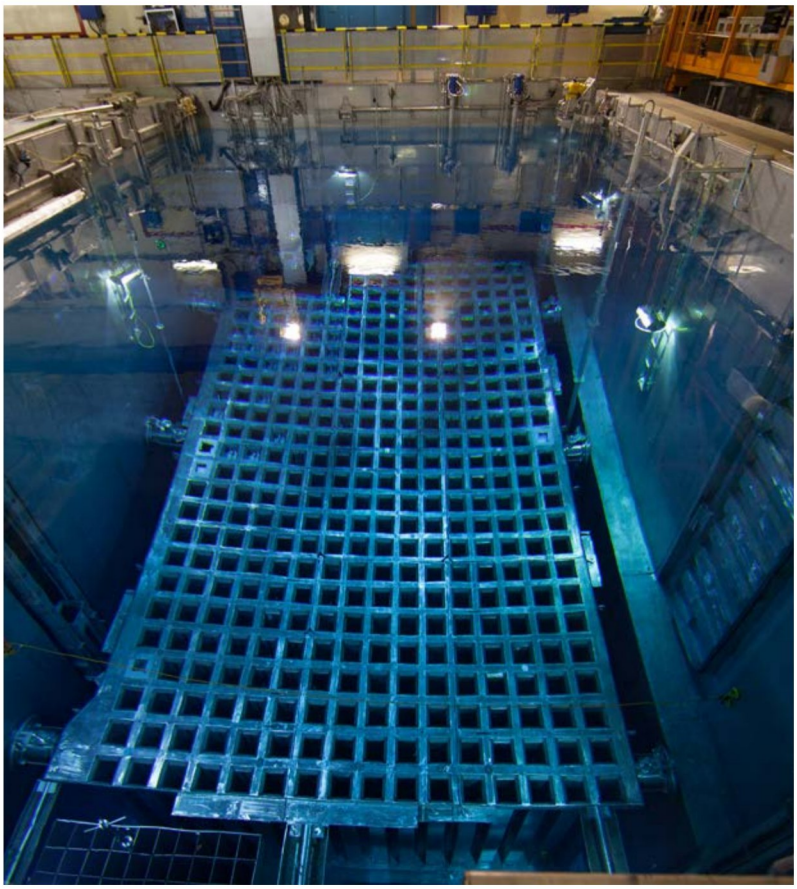
(5) Die Fragen und Bedenken der Öffentlichkeit hinsichtlich der Zweckmäßigkeit der Fortführung des Betriebs der Kraftwerke und der Steuerung der Kernenergiebranche werden in diesem Vermerk nicht behandelt, da sie nicht in den Zuständigkeitsbereich von EDF fallen.
Die Entscheidung über die Fortsetzung oder Einstellung des Betriebs von Kernreaktoren wird von der Regierung im Rahmen der mehrjährigen Energieplanung (PPE) getroffen, die im ersten Halbjahr 2018 Gegenstand einer öffentlichen Debatte war und am 27. November 2018 vom Präsidenten der Republik bekannt gegeben wurde.
Die Steuerung der nuklearen Aktivitäten unterliegt dem Gesetz Nr. 2006-686 vom 13. Juni 2006 über Transparenz und Sicherheit im Nuklearbereich: „Der Staat legt die Vorschriften zur nuklearen Sicherheit fest und führt die Kontrollen zur Durchsetzung dieser Vorschriften durch. Er sorgt dafür, dass die Öffentlichkeit über die mit nuklearen Tätigkeiten verbundenen Risiken und deren Auswirkungen auf die Gesundheit und Sicherheit der Menschen sowie auf die Umwelt informiert wird.“
https://www.legifrance.gouv.fr/affichTexte.do?cidTexte=LEGITEXT000006053843&dateTexte=20081107

2.1 THEMEN DER KONSULTATIONSDOKUMENTATION

Die Robustheit des Brennelementbeckens

Zahlreiche Fragen betrafen die Kühlung der im Brennelementbecken (BK) gelagerten Brennelemente, mögliche Wassernachfüllungen oder die Diversifizierung der Kühlquellen. Ein immer wieder geäußertes Anliegen betraf den Schutz des Beckens vor äußeren Einflüssen, insbesondere im Falle eines Flugzeugabsturzes, wobei die beim EPR vorgenommene „Bunkerung" des BK-Beckens als Vergleich herangezogen wurde.

EDF bestätigt, dass keine zusätzlichen Maßnahmen am BK-Reaktorbecken in Form einer „Bunkerung" getroffen werden. Denn in allen Stör- und Unfallsituationen ist das Unterwasserbleiben der Brennelemente dank der Robustheit der das Reaktorbecken umgebenden Struktur und der getroffenen Vorkehrungen zur Gewährleistung einer permanenten Kühlung gewährleistet. Situationen mit einem Kühlverlust im BK-Becken sind zudem Unfallszenarien, die sich nur langsam entwickeln. Es würde mehrere Tage dauern, bis die Brennelemente freigelegt würden, was genügend Zeit lässt, um die vorgesehenen Gegenmaßnahmen zu ergreifen.



Kernkraftwerk zur Stromerzeugung in Saint-Laurent-des-Eaux, Brennstoffgebäude, Deaktivierungsbecken

Nach dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima-Daiichi wurden mehrere bauliche und organisatorische Änderungen umgesetzt, um eine Diversifizierung der Möglichkeiten zur Wasserzufuhr in das BK-Becken für Situationen zu gewährleisten, die über die in den geltenden Vorschriften festgelegten Fälle hinausgehen. Durch die Nutzung der verschiedenen Wasserreserven am Standort (Entmineralisiertes Wasser, Behälter der Pumpstation an den Standorten Gravelines und Blayais, Fluss, Becken) kann die Wasserzufuhr durch die Bereitschaftsteams mit mobilen Pumpen oder mit von der „Force d'Action Rapide du Nucléaire" (FARN) bereitgestellten Mitteln erfolgen, wie beispielsweise einer mobilen Kühlvorrichtung für das BK-Becken namens „PTRbis", die die Kühlung nach einer längeren Siedephase ermöglicht.

Ergänzend zu diesen Vorkehrungen und im Rahmen eines kontinuierlichen Verbesserungsprozesses hat EDF die folgenden Maßnahmen eingeleitet.

- Die Analyse der Auswirkungen der bei der Auslegung des EPR definierten Unfallszenarien, übertragen auf die BK-Becken der 900-MWe-Reaktoren, führte dazu, dass die Isolierungsmaßnahmen verdoppelt wurden, um eine Entleerung des Beckens zu verhindern. EDF hat zudem die Betriebsvorschriften verschärft, um die Verfügbarkeit von Wasserzufuhren zu gewährleisten.
- Ergänzend zum aktuellen Programm zur Überwachung des BK-Beckens während des Betriebs prüft EDF die Einführung eines zusätzlichen Programms zur Kontrolle der Anlagen mit neuen Untersuchungen zur Charakterisierung möglicher Undichtigkeiten und Spannungskorrosion am Becken sowie verbesserten Reparaturmaßnahmen.
- EDF hat mit der Überprüfung der Robustheit des Reaktorbeckens bei Erdbebenstärken begonnen, die deutlich über den bei der Auslegung zugrunde gelegten Werten liegen („Kernbeben").

Die Bewältigung von Unfällen mit Kernschmelze

Die Öffentlichkeit stellte wiederholt Fragen zur Bewältigung der Situation im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze. Diese Fragen betrafen vor allem die Wasser-, Strom- und Brennstoffversorgung der verschiedenen Anlagenkomponenten sowie die Lehren, die EDF aus dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima-Daiichi gezogen hat.

Bereits bei der Auslegung basiert das Sicherheitskonzept für die Reaktoren von EDF auf einer Strategie zur Verhinderung eines Unfalls, der zu einer Kernschmelze führen könnte. Bei der Auslegung der Kernkraftwerke wird daher eine Reihe von Stör- und Unfallsituationen berücksichtigt, um in diesen Situationen die Aufrechterhaltung der drei Sicherheitsfunktionen zu gewährleisten:

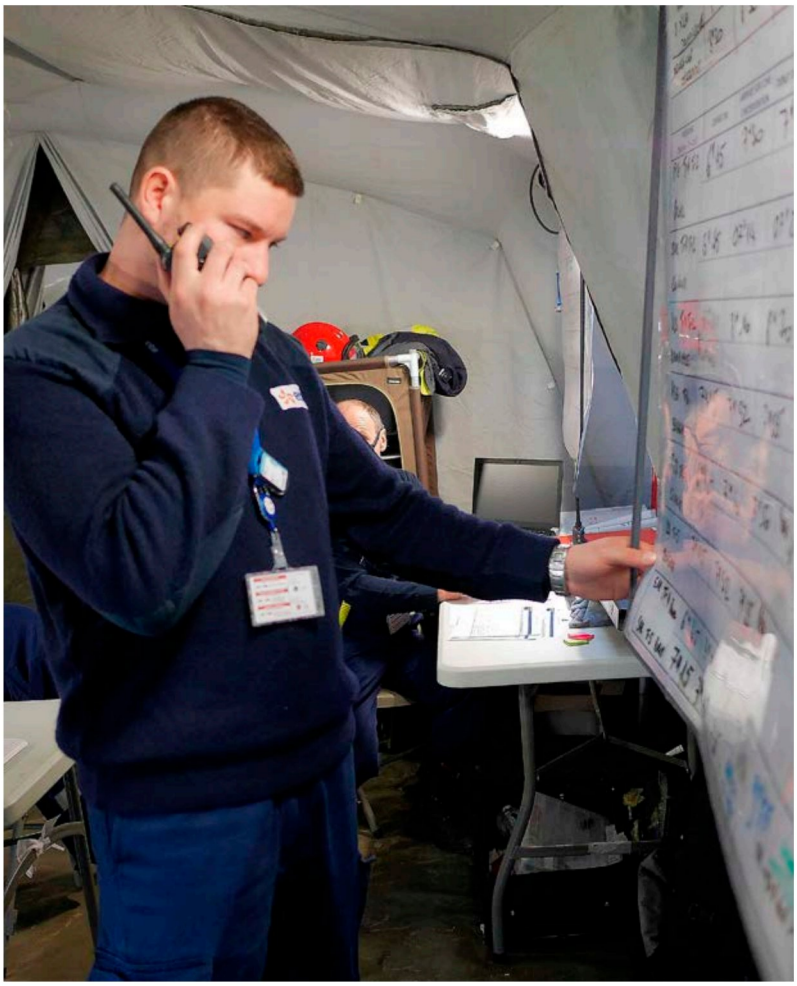
- die Kontrolle der Reaktivität;
- die Kühlung des Brennstoffs;
- die Aufrechterhaltung der Eindämmung radioaktiver Stoffe.

EDF hat in der Folge **zusätzliche** Maßnahmen **im Hinblick auf Unfälle mit Kernschmelze** eingeführt, wie beispielsweise ein Filtersystem für Emissionen in die Atmosphäre, wobei Unfallszenarien mit einer Häufung von Ausfällen der vorgesehenen Schutzmaßnahmen auf der Ebene der Sicherheitssysteme oder menschlicher Eingriffe angenommen wurden.
Auch wenn „Unfälle mit Kernschmelze“ höchst hypothetisch sind, werden sie im Sicherheitskonzept als letzte Stufe der mehrschichtigen Sicherheit berücksichtigt.

Aufgrund der Erfahrungen aus dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima-Daiichi hat EDF die Robustheit seiner Anlagen durch die Einrichtung einer neuen Stromversorgungsquelle (Notstromdiesel) und einer neuen Kühlwasserquelle für den Reaktor und das Brennelementlagerbecken verstärkt. EDF hat zudem eine „Force d'Action Rapide du Nucléaire“ (FARN) eingerichtet, die in der Lage ist, innerhalb von weniger als 24 Stunden an allen Kernkraftwerksstandorten vor Ort zu sein, um Schutzmaßnahmen umzusetzen, insbesondere die Versorgung des Notstromaggregats mit Kraftstoff sowie die Installation von Pumpen und Schläuchen zur Wasserversorgung der Anlage. Diese neuen Maßnahmen stärken die Widerstandsfähigkeit der Kraftwerke gegenüber Unfällen und tragen somit dazu bei, eine radiologische Kontamination der Umwelt im hypothetischen Fall einer Kernschmelze zu vermeiden.

Im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren hat sich EDF zum Ziel gesetzt, das Sicherheitsniveau der Reaktoren der 3. Generation vom Typ EPR anzustreben, um frühe oder umfangreiche Freisetzungen zu reduzieren und damit dauerhafte Auswirkungen auf die Umwelt zu vermeiden.
Dementsprechend wurden Maßnahmen entlang zweier Verbesserungsschwerpunkte festgelegt:

1. Vermeidung jeglichen Risikos einer Ausbreitung von Radioaktivität im Boden, indem das Risiko eines Durchbruchs des Reaktorgebäudegrundes (Fundamentplatte) durch die Trockenausbreitung des Coriums und dessen Kühlung durch Eintauchen in Wasser auf ein vernachlässigbares Maß reduziert wird: Diese als „passive Wiederflutung“ bezeichnete Lösung ähnelt im Prinzip der beim EPR umgesetzten;
2. Im Falle eines Unfalls soll das Öffnen der Druckentlastungs-/Filtervorrichtung (U5-Filter) mit dem damit verbundenen Ausfall der Sicherheitssysteme verhindert werden, indem eine spezielle Maßnahme namens EAS ND (Notfall-Sprühsystem für den Sicherheitsbehälter) zum Einsatz kommt, die es ermöglicht, das Wasservolumen des Primärkreislaufs aufrechtzuerhalten und die in den Sicherheitsbehälter übertragene Restleistung des Reaktorkerns abzuführen.



Kommandostelle der FARN-Teams (Force d'Action Rapide du Nucléaire) während einer Übung im Kernkraftwerk Gravelines.

Berücksichtigung des Klimawandels

Mehrfach stellten die Teilnehmer der Konsultation die Frage, inwieweit die Auswirkungen des Klimawandels bei den von EDF vorgeschlagenen Sicherheitsverbesserungen berücksichtigt wurden. Im Mittelpunkt des Austauschs standen vor allem die Fähigkeit von EDF, die Kühlung der Reaktoren in Dürreperioden aufrechtzuerhalten, die Verstärkung der Schutzmaßnahmen gegen extreme Wetterereignisse sowie die kumulativen Auswirkungen der Wasserknappheit und der Wärmeabgabe der Kraftwerke auf die Umwelt.



Umweltüberwachung im Kernkraftwerk Blayais, mit Wasserentnahme.

Während ihres gesamten Lebenszyklus stoßen Kernkraftwerke nur geringe Mengen an Treibhausgasen aus; sie tragen somit dazu bei, die Auswirkungen der Stromerzeugung auf den Klimawandel deutlich zu begrenzen. Um diesen Vorteil langfristig zu sichern, muss der Betrieb der Kernkraftwerke auch an die verschiedenen Auswirkungen des Klimawandels angepasst werden. EDF berücksichtigt daher die Auswirkungen des Klimawandels auf seine Anlagen durch einen strukturierten, grundlegenden Ansatz, der insbesondere auf einer regelmäßigen Überprüfung alle 10 Jahre, einer Klimaüberwachung alle 5 Jahre und einer reaktiven Analyse im Falle eines schwerwiegenden Klimaereignisses basiert.

Bewältigung der Risiken durch klimabedingte natürliche äußere Einflüsse

Die Widerstandsfähigkeit der Anlagen gegenüber klimabedingten natürlichen äußeren Einflüssen wird anhand von Referenzgefahren überprüft, die auf der Grundlage von Ereignissen aus der Vergangenheit festgelegt wurden (z. B. ein Jahrhunderthochwasser). So haben die im Rahmen der 4· regelmäßigen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren durchgeführten Studien zur Überprüfung des Schutzes der Anlagen gegenüber den Referenzgefahren zu Änderungen an den Anlagen geführt, wie beispielsweise die Erhöhung der Schutzdeiche als Maßnahme gegen einen Anstieg des Meeresspiegels oder die Verbesserung der Kühlung der Räume im Falle einer Hitzewelle. Diese Verbesserungen ergänzen diejenigen, die bereits im Rahmen des Programms „Grands Chauds“ umgesetzt wurden: Erhöhung der Kapazitäten der „Kühlaggregate“, Einbau zusätzlicher Klimaanlagen, Erhöhung der Kapazität der Wasser-Wasser-Wärmetauscher, Überprüfung der Beständigkeit der Anlagenkomponenten bei Temperaturen, die über den bei ihrer Auslegung vorgegebenen Werten liegen, sowie gegebenenfalls entsprechende Anpassungen, Sanierung der Luftkühler zur Verbesserung ihrer thermischen Leistung.

Im Vorfeld ermöglicht ein Klimamonitoring, das alle fünf Jahre zeitlich abgestimmt auf die Berichte des Zwischenstaatlichen Ausschusses für Klimawandel (IPCC) durchgeführt wird, die Identifizierung von Klimarisiken, die zu einer Aufwärtskorrektur des Referenzrisikoniveaus führen könnten.

Im Rahmen der 4· regelmäßigen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren hat EDF das ordnungsgemäße Verhalten seiner Anlagen im Hinblick auf die neuen Empfehlungen der Europäischen Vereinigung der westeuropäischen Aufsichtsbehörden für nukleare Sicherheit (WENRA 2014) überprüft, wobei insbesondere Korrosionsgrade mit einer Wiederkehrperiode von 10.000 Jahren berücksichtigt wurden.

Ergänzend dazu führte ein Ansatz in Bezug auf externe Einwirkungen natürlichen Ursprungs, deren Schweregrad den im Sicherheitsreferenzrahmen der Anlagen berücksichtigten deutlich übersteigt, zur Definition eines „Kernkontingents“ “, bestehend aus einer Reihe fester und robuster materieller Mittel, ergänzt durch mobile Mittel, um massive radioaktive Freisetzungen und dauerhafte Auswirkungen auf die Umwelt in potenziell extremen Situationen infolge externer Einwirkungen natürlichen Ursprungs zu vermeiden: Überschwemmung, extremer Wind, Blitzschlag, Tornado…

Der Aufbau dieses „Kernkerns“ erfolgt im Rahmen der regelmäßigen Überprüfungen.

Bewältigung der „Nachteile[6] “

Der normale Betrieb von Kernkraftwerken führt zu ständigen Wechselwirkungen mit der Umwelt, insbesondere mit der aquatischen Umwelt, im Zusammenhang mit den für die Kühlung erforderlichen Wasserentnahmen und den thermischen, chemischen oder radioaktiven Flüssigkeitsableitungen. Diese Wechselwirkungen werden durch Genehmigungen für Wasserentnahmen und Ableitungen geregelt, die für jedes Kraftwerk individuell festgelegt und auf der Grundlage von Umweltverträglichkeitsprüfungen erteilt werden.
Diese Wechselwirkungen können durch hydroklimatische Bedingungen beeinflusst werden. So kann beispielsweise die Einhaltung einer vorgeschriebenen Mindestabflussmenge in Zeiten starker Niedrigwasserführung oder die Einhaltung einer Höchsttemperatur eines durch die Umgebungsluft stark erwärmten Flusses oberhalb des Kraftwerks während einer Hitzewelle dazu führen, dass die Leistung gedrosselt oder die Reaktoren sogar abgeschaltet werden müssen. Diese vom Betreiber in Dürre- oder Hitzewellenperioden getroffenen Maßnahmen betreffen einige Reaktoren und wenige Tage im Jahr, was einem Anteil von 0,25 % der Jahresproduktion entspricht.
Der Betrieb der Reaktoren unterliegt somit besonderen Vorschriften, die von den klimatischen Bedingungen und deren Entwicklung abhängen. Diese klimatischen Entwicklungen zu antizipieren und genau zu kennen, ist ein wichtiger Faktor für den Betrieb.

Klimatische Entwicklungen

Anfang der 2000er Jahre startete EDF ein Forschungsprogramm zur Anpassung seiner Betriebsprozesse an den Klimawandel.
Als Ergebnis dieser Forschungen liefert heute eine interne „Klimastelle“ auf der Grundlage von Klimamodellen Prognosen lokaler Werte (Lufttemperaturen, Niederschläge …), die von den Fachbereichen der Kernenergieerzeugung direkt genutzt werden können.

Diese Forschungsmaßnahmen ermöglichen es zudem, die hydroklimatischen Entwicklungen in einem Zeithorizont von 20 bis 30 Jahren stromaufwärts der verschiedenen Kraftwerke abzuschätzen: Verfügbarkeit der Wasserressourcen (Entwicklung der Flussdurchflussmengen), zukünftige Entwicklung ihrer Temperatur.
Diese Studien zum zukünftigen Klima ergänzen die Analyse der in der Vergangenheit beobachteten Trends auf der Grundlage bereits verfügbarer historischer Daten aus der kontinuierlichen Überwachung der aquatischen Umwelt stromaufwärts und stromabwärts von Kernkraftwerken (wie beispielsweise die Überwachung der physikalisch-chemischen Parameter und der Abflussmengen der Flüsse).

Programm „Thermie-Hydrobiologie“

Die Wechselwirkungen der Kraftwerke mit der aquatischen Umwelt sind Gegenstand eines Überwachungsprogramms für aquatische Ökosysteme, mit dem jede ungewöhnliche Entwicklung erkannt werden kann. So hat EDF seit der Inbetriebnahme der Kraftwerke Datenreihen zur Wasserqualität und zu den biologischen Kompartimenten (Mikroorganismen, Plankton, Wirbellose, Pflanzen, Fische) erfasst.
Diese Datenreihen, die die sehr geringen Auswirkungen der Einleitungen der Kraftwerke belegen, tragen auch zur Erweiterung des wissenschaftlichen Wissens über den Einfluss steigender Wassertemperaturen auf die Umwelt bei, insbesondere bei Kraftwerken an Flussläufen.
Diese Messungen, verbunden mit Forschungsmaßnahmen, die in Zusammenarbeit mit nationalen (CNRS, INRAe…) und internationalen (europäischen Universitäten) Instituten im Rahmen eines Forschungsprogramms zu Thermie und Hydrobiologie durchgeführt wurden, haben gezeigt, dass die Einleitungen der Kraftwerke nur einen geringen und sehr lokal begrenzten Einfluss haben, und verdeutlicht, dass die Entwicklung der Ökosysteme von globalen Faktoren bestimmt wird: Anstieg der Lufttemperaturen, Rückgang der Abflussmengen in Fließgewässern, Einwanderung invasiver gebietsfremder Arten im Zusammenhang mit den klimatischen Veränderungen auf Ebene der Einzugsgebiete über mehrere Jahrzehnte hinweg.

Um das Wissen über den Einfluss des Klimawandels auf aquatische Ökosysteme zu vertiefen, wird EDF in Kürze gemeinsam mit seinen Partnern ein Seminar zur Auswertung des Programms „Thermie-Hydrobiologie 2010–2016“ organisieren, um gemeinsam einen neuen Aktionsplan zur Fortsetzung der Forschung zu diesem Thema zu erarbeiten, und jedem CLI eine Zusammenfassung der Studien zu seinem Kernkraftwerk zur Verfügung stellen.

(6) Gemäß dem Erlass über Kernkraftwerke (INB) – Artikel 4.1 – sind Beeinträchtigungen „die durch die Anlage verursachten Auswirkungen auf Gesundheit und Umwelt aufgrund von Wasserentnahmen und Einleitungen sowie andererseits die Belästigungen, die sie verursachen kann, insbesondere durch die Verbreitung pathogener Mikroorganismen, Lärm und Erschütterungen, Gerüche oder Staubaufwirbelungen“.

Die Bewältigung der Alterung der Anlagen

Die Bewältigung der Alterung war eines der Themen der Konsultation, bei dem die von EDF in ihrer Antwort auf die Zielvorgaben (NRO) vorgeschlagenen Maßnahmen von der Öffentlichkeit als relevant erachtet wurden(7). Die Korrosion der Anlagen wurde mit Fragen zur Überprüfung der am schwersten oder gar nicht zugänglichen Stellen thematisiert. Es wurde auch darum gebeten, die Verfahren zur Vorwegnahme der Alterung von Kernkraftwerken zu beschreiben, und es wurden Fragen zur weiteren Verwendung von veralteten Anlagen gestellt.



Gesamtansicht des Maschinenraums des Kernkraftwerks Tricastin zur Stromerzeugung.

Um den Betrieb der Anlagen fortzusetzen, muss **nachgewiesen** werden, dass die Ausrüstung auch nach 40 Jahren noch funktionsfähig ist. Die Kriterien für die Eignung zum weiteren Betrieb entsprechen den maximal zulässigen Werten der Auswirkungen von Alterungsprozessen auf die Sicherheit: Beispielsweise gilt für den Alterungsprozess der Korrosion ein maximal zulässiger Dickenverlust. Kann die Funktionsfähigkeit der Ausrüstung nach 40 Jahren nicht nachgewiesen werden, wird sie ersetzt oder saniert.

Fall von schwer zugänglichen Anlagen

Um die Kontrolle über die Alterung von unterirdischen oder schwer zugänglichen Rohrleitungen zu verbessern, stützt sich EDF auf Instrumente, die vom amerikanischen Forschungsinstitut der Kernkraftwerksbetreiber (EPRI) entwickelt wurden, insbesondere auf der Grundlage von Ergebnissen aus der petrochemischen Industrie. Sichtprüfungen an zugänglichen oder freigelegten Abschnitten, Kamerainspektionen im Inneren sowie Ultraschall-Dickenmessungen ermöglichen es, mögliche Alterungserscheinungen zu erkennen. Auf der Grundlage der Erkenntnisse zur Korrosionskinetik, gegebenenfalls ergänzt durch eine Druckprüfung, wird die Rohrleitung für betriebsfähig erklärt oder saniert.

Risiko der Veralterung

Die Beherrschung des Veralterungsrisikos von Ausrüstungen beruht insbesondere auf der Überwachung der Verfügbarkeit von Ersatzteilen, deren Beschaffung und, falls erforderlich, der In Auftraggabe neuer Fertigungen identischer oder gleichwertiger Ausrüstungen. Diese Ausrüstungen werden dann denselben Qualifikationsprüfungen unterzogen wie die Originalausrüstungen. Im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren plant EDF beispielsweise den Austausch bestimmter Steuerungs- und Kontrollgeräte sowie bestimmter Komponenten von Schaltanlagen. Die ausgetauschten Geräte, die für die nukleare Sicherheit von Bedeutung sind, werden den erforderlichen Qualifikationsprüfungen unterzogen.

(7) Stellungnahme Nr. 12 und Empfehlungen des Hohen Ausschusses im Anschluss an die Konsultation zur generischen Phase der 4· periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren des französischen Kernkraftwerkparks.

Die Bewältigung der Alterung des Sicherheitsbehälters

Zahlreiche Fragen bezogen sich speziell auf die Alterungsbeherrschung des Sicherheitsbehälters und betrafen insbesondere dessen langfristige mechanische Festigkeit oder Dichtheit sowie die Art und Weise, wie mit dieser Art von Anlage umgegangen werden soll, die nicht ersetzt werden kann.

Die langfristige Integrität des Sicherheitsbehälters beruht auf der Beherrschung seines mechanischen Verhaltens, das durch einen Behälter aus vorgespanntem Stahlbeton gewährleistet wird, sowie auf seiner Dichtheit, die durch eine Metallauskleidung verstärkt wird, die auf der gesamten Innenfläche angebracht ist.

Das mechanische Verhalten wird durch fest im Beton eingebaute Sensoren überwacht, die jedes abnormale Verhalten erkennen können. Diese Messungen dienen auch zur Kalibrierung der numerischen Modelle, die das Langzeitverhalten des Bauwerks simulieren. Diese Berechnungen bestätigen, dass die Vorspannung des Bauwerks, die sich im Laufe der Zeit aufgrund der Austrocknung der Wand und der Relaxation der Kabel auf natürliche Weise verringert, auch nach mindestens 60 Betriebsjahren ihre Funktion weiterhin erfüllt, selbst im Falle eines Unfalls.

Der Sicherheitsbehälter wird zudem regelmäßig inspiziert, um Risse und deren mögliche Entwicklung festzustellen. Sobald der Korrosionsschutz der Betonbewehrung geschwächt ist, werden die Schäden behoben.

Darüber hinaus wird die Sicherheitshülle alle 10 Jahre auf den Druck gebracht, dem sie im Störfall ausgesetzt wäre, um ihr mechanisches Verhalten und ihre Dichtheit zu überprüfen. Die Ergebnisse werden mithilfe numerischer Modelle ausgewertet, um sicherzustellen, dass die Alterungsannahmen weiterhin gültig sind.

Ergänzend zu diesen Maßnahmen und im Rahmen eines kontinuierlichen Verbesserungsprozesses verfügt EDF über ein umfangreiches Forschungsprogramm zur Alterung seiner Anlagen.
An einem seiner F&E-Standorte hat EDF daher ein Modell eines Sicherheitsbehälters im Maßstab 1:3 (das VeRCoRs-Modell) gebaut, dessen Maßstabswirkung eine beschleunigte und realistische Alterung um den Faktor 10 im Vergleich zu einer realen Anlage ermöglicht. Das mit diesem Modell verbundene wissenschaftliche Programm zielt darauf ab, die Erkenntnisse über die Alterung und die Leckage von Sicherheitsbehältern weiter zu verbessern; es steht der weltweiten wissenschaftlichen und technischen Gemeinschaft offen. Es ermöglicht die Verbesserung numerischer Modelle, die Entwicklung neuer Technologien zur Leckageerkennung sowie zerstörungsfreie Prüfverfahren im Bauwesen (Erkennung von Korrosion, Betonfehlern usw.). Die Versuche bestätigen zudem, dass die strukturelle Tragfähigkeit der Reaktorbehälter über erhebliche Sicherheitsreserven verfügt.



F&E-Standort von EDF Les Renardières: Luftaufnahme des Modells VeRCoRs zur Untersuchung der Alterung von Reaktorgebäuden.

Die Bewältigung der Alterung des Reaktorbehälters

Zahlreiche Fragen betrafen die Bewältigung der Alterung des Reaktordruckbehälters, insbesondere die von EDF im Rahmen der 4.e periodischen Überprüfung, um die Festigkeit des Stahls der Reaktorbehälter der 900-MWe-Reaktoren über einen Zeitraum von mehr als 40 Jahren sicherzustellen, wobei hervorgehoben wurde, dass die Reaktorbehälter zunehmend durch Neutronenstrahlung und thermische Einflüsse beeinträchtigt werden.



Montage des Reaktorbehälterdeckels im Kernkraftwerk Cruas-Meysse.

Die wichtigsten am Reaktorbehälter festgestellten Alterungsmechanismen betreffen die Strahlungsalterung und die thermische Alterung.

Seit der Konzeption wird ein Überwachungsprogramm zur Beobachtung der Auswirkungen der Strahlung auf die mechanischen Eigenschaften des Stahls der Behälter durchgeführt. Es basiert auf der Auswertung der Daten von Zug-, Zähigkeits- und Kerbschlagzähigkeitsproben, die in Kapseln im Inneren jedes Behälters angebracht sind. Aufgrund ihrer Lage werden diese Kapseln zwei- bis dreimal schneller bestrahlt als der Behälter selbst. Die regelmäßige Untersuchung dieser Kapseln ermöglicht es, die tatsächliche Alterungsentwicklung des unter Bestrahlung stehenden Behälterstahls vorherzusagen.
Nach den ersten zehnjährigen Inspektionen konnten durch Änderungen im Brennstoffmanagement die vom Reaktorbehälter in jedem Zyklus aufgenommene Neutronendosis im Vergleich zu den Auslegungsannahmen deutlich reduziert werden (um 40 % reduzierter Neutronenfluss an den am stärksten exponierten Azimuten).

Im Rahmen der 4· periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren wird die Einführung von Hafnium-Bündeln – einem neutronenabsorbierenden Material – in die Brennelemente eine weitere Verringerung der Neutronenflüsse auf den Reaktordruckbehälter ermöglichen und die mechanischen Sicherheitsmargen erhalten.

Andere Bereiche, wie beispielsweise die Rohranschlüsse, sind dem Phänomen der thermischen Alterung ausgesetzt. Die Überwachung dieser Bereiche erfolgt in Abhängigkeit vom potenziellen Vorhandensein von Fertigungsfehlern und von Anzeichen, die bei Prüfungen festgestellt wurden. In beiden Fällen werden diese Untersuchungen im Rahmen der zehnjährigen Inspektionen mithilfe des MIS-Geräts (Machine d'Inspection en Service) durchgeführt.

Diese Maßnahmen, ergänzt durch Forschungs- und Entwicklungsarbeiten zu den physikalischen Verhaltensphänomenen von Werkstoffen unter Strahlungseinwirkung, ermöglichen es, die Robustheit des Reaktorbehälterstahls nach 40 Jahren sicherzustellen.

Aufrechterhaltung der Konformität und Umgang mit Abweichungen

Mehrfach stellten die Teilnehmer die Konformität der Anlagen und Komponenten nach 40 Betriebsjahren in Frage, insbesondere hinsichtlich des Vorgehens bei der Überprüfung, Kontrolle und Behebung von Abweichungen.



Techniker bei der Inspektion im Maschinenraum des Kernkraftwerks Bugey zur Stromerzeugung.

EDF stellt kontinuierlich die Konformität der Anlagen sicher und legt im Falle der Nichteinhaltung einer Sicherheitsanforderung Korrekturmaßnahmen fest und setzt diese um, die der französischen Atomaufsichtsbehörde (ASN) mitgeteilt werden. Der Prozess zur Behandlung von Konformitätsabweichungen zielt darauf ab, diese innerhalb von Fristen zu bearbeiten, die den Sicherheitsrisiken angemessen sind. Alle in jedem Kraftwerk festgestellten Mängel werden erfasst und charakterisiert. Die gewählte Bearbeitungsstrategie basiert auf folgenden Zielen: Sicherheitsrisiken, Einführung eventueller Übergangsmaßnahmen, bevor die endgültige Wiederherstellung der Konformität erreicht werden kann, Festlegung der an der Anlage vorzunehmenden Änderungen unter Berücksichtigung sozio-organisatorischer und menschlicher Aspekte (SOH).

Ergänzend zur individuellen Bearbeitung jeder einzelnen Abweichung prüft EDF, ob die Summe der Abweichungen für die Sicherheit schädlicher ist als jede einzelne Abweichung für sich genommen. In diesem Fall werden Maßnahmen ergriffen, um dieses Risiko zu verringern.

Anlässlich der zehnjährigen Überprüfungen führt EDF ein umfassendes Inspektionsprogramm zur Konformität der Anlagen durch, das die bestehenden Betriebsvorschriften ergänzt. Ziel ist es, die Konformität der Anlage mit den zu Beginn der Überprüfung geltenden Vorgaben zu bewerten, um die Sicherheit zu stärken.

Um die Kontrolle über die Konformität seiner Anlagen mit den Sicherheitsanforderungen zu verbessern, bündelt EDF seine Maßnahmen im Rahmen eines nationalen Projekts – „Kontrolle der Konformität sicherheitsrelevanter Ausrüstungen“ (EIPS) –, das folgende Ziele verfolgt:

- den Prozess des Abweichungsmanagements durch einen Ansatz der reaktiven Analyse von Konformitätsabweichungen (AREC) und die damit verbundene Organisation zu stärken, um bereits bei Bestätigung einer wahrscheinlichen oder nachgewiesenen Abweichung mit hoher sicherheitsrelevanter Bedeutung eine reaktive Bearbeitung mit einer Benachrichtigung der ASN innerhalb von 10 Tagen zu ermöglichen;
- den Umfang der Konformitätsprüfungen bei der 4. periodischen Überprüfung zu erweitern. Der von EDF vorgeschlagene Umfang der Konformitätsprüfung wurde im Vergleich zu früheren Überprüfungen erweitert: Bauwesen, Eignung der Ausrüstung unter Unfallbedingungen, Blitzschlag, Rohrleitungen und Behälter, Halterungen und Verankerungen, Sicherheitsbehälter und Belüftung, Brand, Explosion... Die Festlegung neuer, gezielter Prüfprogramme für die Komponenten mit den größten Risiken wird diese Konformitätsprüfungen weiter stärken.

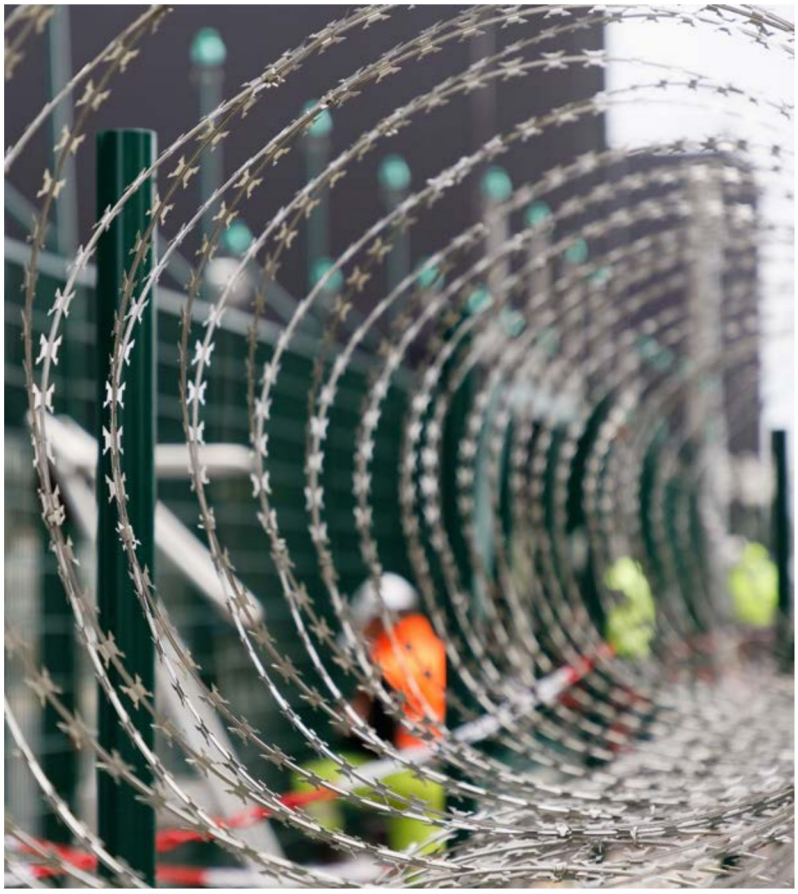
2.2 THEMEN AUSSERHALB DES KONSULTATIONSDOKUMENTS

Der Schutz von Kernkraftwerken vor böswilligen Handlungen

Mehrfach stellten die Teilnehmer Fragen zum Schutz der Kraftwerke vor böswilligen Handlungen. Ihre Fragen betrafen vor allem Maßnahmen gegen von Menschen verursachte Angriffe von außen (Terrorismus, absichtlicher Flugzeugabsturz, Eindringen, Drohnen) oder die IT-Sicherheit.

Die Sicherheit der Kernkraftwerke beruht auf einer Koordinierung der Maßnahmen zwischen EDF und dem Staat(8). Die Behörden gewährleisten insbesondere eine kontinuierliche Überwachung der Kernkraftwerke und ihres Luftraums. Der Hohe Beamte für Verteidigung und Sicherheit (HFDS) führt Kontrollen durch, um sicherzustellen, dass die Anlagen von EDF den im Verteidigungsgesetz festgelegten Sicherheitsanforderungen entsprechen.

Schutzzaun an einem EDF-Kernkraftwerksstandort. (8)



Kernkraftwerke sind hinsichtlich ihrer Konzeption und Organisation in verschiedene Zonen unterteilt und nach dem Prinzip der mehrschichtigen Verteidigung geschützt: Je näher man dem nuklearen Teil der Anlagen kommt, desto schwieriger und besser gesichert ist der Zugang. Die Schutzmaßnahmen für kerntechnische Standorte sind vielfältig und müssen vertraulich bleiben, um ihre Wirksamkeit zu gewährleisten. Spezielle Teams sind mit dem Schutz und der Sicherheit dieser Standorte betraut. Jährlich werden von den Behörden 100.000 administrative Vorabprüfungen durchgeführt, bevor eine Zugangsgenehmigung für ein Kernkraftwerk erteilt wird.

Die Sicherheitsmaßnahmen, die anderen rechtlichen Rahmenbedingungen als die nukleare Sicherheit unterliegen, sind nicht Teil der 4. periodischen Überprüfung. Die IT-Sicherheit wird bei den Sicherheitsüberprüfungen berücksichtigt, wobei ein Grundprinzip darin besteht, die industrielle IT vollständig von der Verwaltungs-IT zu trennen und ohne jegliche Verbindung zum Internet zu arbeiten.

Die Sicherheit der Kernkraftwerke hat in den letzten Jahren große Fortschritte gemacht, und EDF setzt in Zusammenarbeit mit den Behörden die Stärkung seiner Schutzmaßnahmen fort.
EDF führt ein Investitionsprogramm in Höhe von 750 Millionen Euro für den gesamten Kernkraftwerkspark durch, um die Sicherheitsvorkehrungen gegen unbefugtes Eindringen weiter zu verstärken und die Anforderungen an die Widerstandsfähigkeit im Falle eines Angriffs zu erfüllen, unter der Aufsicht des Hohen Beamten für Verteidigung und Sicherheit (HFDS).

(8) Verschiedene betroffene Ministerien: Innenministerium, Verteidigungsministerium, Ministerium für ökologischen Wandel und insbesondere der Hohe Beamte für Verteidigung und Sicherheit.

Kompetenzentwicklung und der menschliche Faktor

In mehreren Beiträgen während der Konsultation wurde vorgeschlagen, organisatorische und menschliche Faktoren (FOH) bei den Sicherheitsverbesserungen im Rahmen der 4[e] periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren zu berücksichtigen, um den technischen Entwicklungen der Kraftwerke nach 40 Jahren, während des Betriebs und im Falle eines schweren Unfalls Rechnung zu tragen. Zahlreiche Fragen betrafen die Ausbildung, die Kompetenzentwicklung und die Arbeitsbedingungen des Personals (EDF und Subunternehmer), die Betreuung der Subunternehmer sowie die für Krisenfälle vorgesehenen logistischen und managementbezogenen Vorkehrungen.



Schulung Atex-Zone mit Explosionsgefahr im Kernkraftwerk Tricastin zur Stromerzeugung.

Der Mensch steht im Mittelpunkt der industriellen Aktivitäten von EDF. Gesundheit und Wohlbefinden am Arbeitsplatz, die Kompetenzentwicklung sowie die Berücksichtigung organisatorischer und menschlicher Faktoren sind Aspekte, deren Bedeutung für eine sichere und geschützte Produktion von größter Wichtigkeit ist.

Ausbildung und Kompetenzvermittlung haben Priorität

Der Ansatz der vorausschauenden Personal- und Kompetenzplanung (GPEC) ermöglicht es, den Personalbedarf im Hinblick auf das Ausscheiden aus dem Erwerbsleben zu antizipieren: Im Durchschnitt der letzten sechs Jahre belief sich dieser auf etwa 800 Neueinstellungen pro Jahr.
Die „Académie des métiers du nucléaire“ (Akademie für Berufe in der Kernenergie) und neue Formen der Wissensvermittlung (virtuelle/erweiterte Realität, Simulatoren, Schulungsbaustellen, MOOCs, Serious Games, E-Learning...) bilden die Mitarbeiter von EDF während ihrer gesamten beruflichen Laufbahn weiter. Diese profitieren im Durchschnitt von mehr als 80 Fortbildungsstunden pro Jahr.

Bereits seit dem Bau seiner Kraftwerke hat sich EDF dafür entschieden, den Großteil seiner Wartungsarbeiten an externe Unternehmen zu vergeben. Diese Unternehmen sind heute unverzichtbare Partner und Akteure bei der Wartung von Kernkraftwerken. Die Professionalität, die Einsatzbereitschaft und die Fachkompetenzen dieser Unternehmen sind die Garantie für eine qualitativ hochwertige Instandhaltung. EDF und die Dienstleistungsunternehmen arbeiten bei konkreten Maßnahmen zusammen und kooperieren mit dem französischen Bildungsministerium sowie bestimmten Handelskammern bei der Einrichtung spezifischer Ausbildungsgänge, um den Kompetenznachwuchs in der Kernenergiebranche sicherzustellen.

Um die spezifischen Kompetenzen der Dienstleister im Nuklearbereich zu erhalten und weiterzuentwickeln, stützt sich EDF auf mehrere Hebel:

- Die berufsspezifischen Kompetenzrahmen, die vertraglich verankert sind, sollen das für den jeweiligen Einsatz erforderliche Mindestkompetenzniveau gewährleisten;
- Die obligatorischen Qualifizierungsschulungen sollen unabhängig vom ausgeübten Beruf eine Mindestausbildung für den Einsatz im nuklearen Umfeld gewährleisten;
- nützliche und notwendige Instrumente für die ordnungsgemäße Anwendung der Vorschriften vor Ort, wie der *nationale Leitfaden für Einsatzkräfte* und die Kooperationsplattform „Eureka Nucléaire“;
- die Bereitstellung von Übungsbaustellen und Trainingsmodellen der EDF.

Die langfristige Aufrechterhaltung der Kompetenzen der Dienstleister wird zudem dadurch ermöglicht, dass den Unternehmen die künftigen Arbeitsbelastungen für einen Zeitraum von 10 Jahren transparent gemacht werden. Dies ermöglicht es ihnen, ihre vorausschauende Personal- und Kompetenzplanung festzulegen und die industriellen Partner von EDF an das Unternehmen zu binden.

Organisatorische und menschliche Faktoren (FOH) werden bei den Ingenieur- und Betriebsaktivitäten anhand von zwei Hauptmaßnahmen berücksichtigt:

- die Umsetzung des Ansatzes zur Analyse der sozio-organisatorischen und menschlichen Auswirkungen (SOH) bei allen Planungs-, Umbau- und Rückbauprojekten mit sicherheitsrelevanten Aspekten;
- die Begleitung von Maßnahmen zur Verbesserung des Betriebs durch Experten für menschliche Faktoren, die die operativen Mitarbeiter unterstützen: die Berater für menschliche Faktoren vor Ort und die nationalen Experten (UNIE – Einheit für Betriebsingenieurwesen, F&E).

An jedem Standort sind ein oder zwei FH-Berater tätig. Ihre Arbeit wird von FH-Ansprechpartnern in den Fachabteilungen des Kraftwerks unterstützt. Ihr Aufgabenbereich umfasst drei Hauptbereiche: die Weiterentwicklung des Sicherheitsmanagements und der Sicherheitskultur, die Verbesserung der soziotechnischen und organisatorischen Rahmenbedingungen sowie die Entwicklung von Kompetenzen im Bereich „Human Factors“. In den letzten Jahren haben sie insbesondere das Sicherheitsmanagement und die Sicherheitskultur begleitet: neue Methode zur Ereignisanalyse, Weiterentwicklung der Risikoanalyse, Unterstützung von Praktiken zur Förderung der menschlichen Leistungsfähigkeit, Einführung operativer Entscheidungsfindung, Imageaufwertung im Bereich der Sicherheitskultur.

Die Betriebsbedingungen und die Risikokontrolle im Betrieb werden im Hinblick auf die menschlichen Faktoren durch folgende Maßnahmen gestärkt:

- die systematische und reflexartige Umsetzung von Praktiken zur Erhöhung der Zuverlässigkeit von Eingriffen bei allen Tätigkeiten, die die Industrieanlage betreffen (Produktionsanlagen und Hilfsanlagen): die einminütige Pause vor jeder Tätigkeit, Selbstkontrolle, Gegenkontrolle, sichere Kommunikation, Pre-Job-Briefing und Debriefing;
- die Stärkung des internen Sicherheitsansatzes bei EDF: Über die Einhaltung der von EDF erlassenen lebenswichtigen Vorschriften hinaus wird ein Ansatz zur Verantwortungsübernahme und gegenseitigen Wachsamkeit der Mitarbeiter, der als „gemeinsame Wachsamkeit“ bezeichnet wird, umfassend durch Sensibilisierungs- und Schulungsmaßnahmen, Verhaltensanreize („Nudges“) sowie die Messung des Ansatzes bei EDF-Mitarbeitern und Dienstleistern umgesetzt.

Die Berücksichtigung organisatorischer und menschlicher Faktoren in Unfallsituationen wird durch die Einbeziehung der Erkenntnisse aus dem Unfall von Fukushima-Daiichi verstärkt. Dies führt einerseits dazu, verschiedene Handlungsmöglichkeiten unter extremen Bedingungen zu prüfen, um deren Durchführbarkeit sicherzustellen, und andererseits dazu, die Teams besser auf unvorhergesehene Situationen vorzubereiten. Seit 2012 wurden umfangreiche Arbeiten, einschließlich einer Forschungs- und Entwicklungsphase, zur organisatorischen Resilienz in Krisensituationen durchgeführt. Diese Arbeiten haben insbesondere gezeigt, wie wichtig es ist, den Reaktorleitungsteams einen Entscheidungsspielraum zu bewahren, um in Krisensituationen Entscheidungen zu treffen und Prioritäten zu setzen, und die Vorschriften zur Vorwegnahme von Situationen nicht unbegrenzt zu erweitern. Der Verlust an Resilienz resultiert insbesondere aus einem Ungleichgewicht zugunsten der Vorwegnahme, und die Fähigkeit, in Krisensituationen Entscheidungen zu treffen und abzuwägen, ist einer der Faktoren für einen guten Umgang mit Stress.

Die Arbeits- und Ausbildungsbedingungen sind ein ständiges Thema für die Suche nach Verbesserungen:

- EDF vereinfacht und harmonisiert die sechs Kompetenzrahmen, die für die Mitarbeiter von Dienstleistungsunternehmen gelten: Armaturen, rotierende Maschinen, Dieselmotoren, Schraubverbindungen, Halterungen / selbstsichernde Vorrichtungen / Verankerungen, umfassende Baustellenunterstützungsleistungen;
- In Zusammenarbeit mit den Arbeitsmedizinern werden verschiedene Themenbereiche untersucht und die Arbeitsbedingungen der Einsatzkräfte kontinuierlich verbessert. Beispielsweise werden bei Arbeiten in heißem thermischem Umfeld neue Technologien erprobt (Einsatz von Kühlwesten), und es werden Maßnahmen ergriffen, um die Exposition zu begrenzen (Wiederholung der Arbeitsabläufe auf einer Übungsbaustelle, um die Expositionszeit zu verkürzen und jegliche Änderung der Anlage oder der Betriebsbedingungen zu verhindern);
- Im Anschluss an die im Geschäftsbereich Kernenergie für den Zeitraum 2019–2021 geschlossene Sozialvereinbarung wurde eine Arbeitsgruppe zur Analyse des Wandels in der Arbeitswelt eingerichtet. Sie setzt sich aus Vertretern der Geschäftsleitung, der Belegschaft und aus Experten (Personalwesen, Arbeitsmediziner, Human Factors usw.) zusammen und hat die Aufgabe,

einer Beobachtungsstelle, deren Ziel es ist, verschlechterte Situationen in Bezug auf Arbeitsbedingungen und Gesundheit zu verhindern, zu erkennen und Empfehlungen dazu abzugeben, um die Dimension der tatsächlichen Arbeitsrealität bei der Konzeption, Organisation und Durchführung von Umstrukturierungen besser zu berücksichtigen.

Optimierung des Strahlenschutzes bei den 4. zehnjährigen Inspektionen der 900-MWe-Anlagen

Der Schutz der am Einsatz beteiligten Personen – EDF-Mitarbeiter oder Dienstleister – vor ionisierender Strahlung hat für EDF oberste Priorität. Der Strahlenschutz, sei es bei der Durchführung der Arbeiten oder beim Betrieb der Anlage, wird bereits bei der Konzeption der Anlagen berücksichtigt.

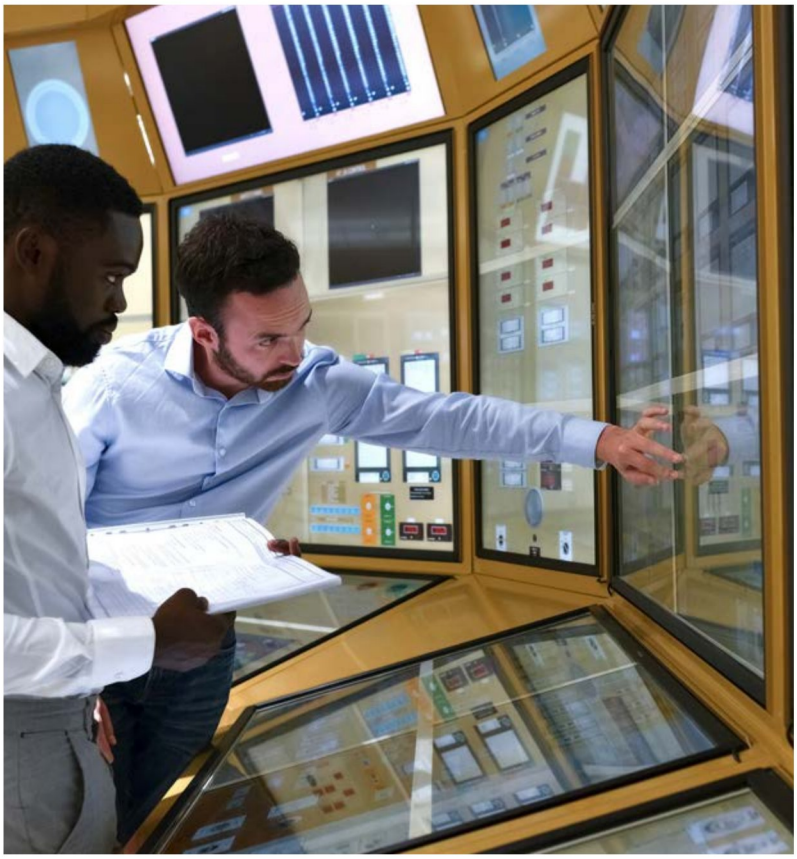
Das ALARA-Prinzip („As Low As Reasonably Achievable“ / „So niedrig wie vernünftigerweise erreichbar“) wird während der gesamten Planungsphase und der Durchführung der Arbeiten angewendet. Die Entwicklung von Optimierungsmaßnahmen zur Begrenzung der von den Arbeitnehmern aufgenommenen Strahlendosen ist ein zentraler Punkt dieses Ansatzes und kann – sofern es die Strahlenschutzanforderungen rechtfertigen – durch Modellierungen der Arbeitsplätze erfolgen, um die Auswirkungen der Änderungen auf die Dosimetrie der Arbeitnehmer oder die radiologische Reinheit der Anlagen bestmöglich zu ermitteln und die Auslegung der Anlagen oder die zu ergreifenden Schutzmaßnahmen festzulegen. Dies wird im Rahmen der Änderung „Verhinderung des Durchbruchs der Grundplatte“ umgesetzt, bei der die Auswirkungen der im Tiefbau errichteten Trichter und der dauerhaften biologischen Abschirmungen modelliert wurden.

Da die Aufrechterhaltung der Kompetenzen bei unseren Industriepartnern ein Schlüsselelement für den Erfolg des ALARA-Ansatzes ist, bietet EDF ihnen Sensibilisierungsmaßnahmen an, um eine gute Integration des Strahlenschutzes in ihre Planungen gemäß den Anforderungen des EDF-Referenzrahmens sicherzustellen.

Unterstützung der Teams bei der Integration technischer Weiterentwicklungen

Im Rahmen der 4. Zehnjahresinspektionen (VD4) der 32 900-MWe-Reaktoren wird besonderes Augenmerk auf die Schulung der Teams und die interne Information der Mitarbeiter der betroffenen Kraftwerke gelegt, wie das vom Kraftwerk Tricastin für die 1. VD4 der 900-MWe-Reaktoren initiierte Programm verdeutlicht.

- Die Reaktorbesatzungen absolvierten ein Schulungsprogramm, um sich mit den Änderungen der VD4 900 vertraut zu machen. Je nach Funktion umfasste dieses Programm 3 bis 6 volle Schulungstage. Das Programm basierte auf theoretischen Schulungen im Schulungsraum, in denen die technischen Neuerungen im Kontrollraum sowie die neuen geltenden Richtlinien vermittelt wurden. In Schulungen am Simulator vor Ort konnten die Neuerungen zudem in die Praxis umgesetzt werden. Ein digitaler Simulator, der die wesentlichen Änderungen der „Kern“-Leittechnik und ihres Leitstands (PSCC) wurde sechs Monate vor der VD4 im Ausbildungszentrum Bugey in Betrieb genommen, um die Realitätsnähe der zukünftigen Umgebung zu gewährleisten. Dieses Schulungsprogramm wurde bereits ein Jahr vor der Abschaltung vorzeitig durchgeführt und durch Schulungen ergänzt, die unmittelbar vor der Wiederinbetriebnahme stattfanden.
- Die Teams vor Ort konnten ihre Schulungen im Schulungsraum durch gezielte Simulationsübungen zu den wichtigsten Änderungen ergänzen. Ein umfassendes digitales Selbstlernangebot bereicherte das Begleitprogramm.
- Ein Jahr vor der VD4 wurden die wesentlichen Änderungen an den Anlagen vorgestellt, um die Ziele und Auswirkungen dieser Weiterentwicklungen zu identifizieren und zu verstehen, insbesondere im Hinblick auf die Erhöhung des Sicherheitsniveaus der Anlagen und die Änderung der Betriebsmodalitäten.
- In jedem Team wurden Besprechungen organisiert, um die zehnjährige Inspektion und den von jedem Einzelnen erwarteten Beitrag vorzustellen, die spezifischen Auswirkungen der Änderungen auf die Arbeit jedes Einzelnen und die kollektive Organisation zu ermitteln sowie schließlich die Weiterentwicklungen des VD4-Referenzrahmens zu erläutern. Je nach Zielgruppe – vom Manager bis zum Mitarbeiter vor Ort – wurden spezifische Präsentationen erstellt.
- Die Dokumente zur VD4 stehen allen Mitarbeitern und anderen Kraftwerken in einer gemeinsamen Datenbank zur Verfügung, die zum Zweck des Erfahrungsaustauschs geführt wird.



Auszubildende in einem Simulator für den Betrieb eines EDF-Kernkraftwerks.

Die finanzielle Rentabilität der Investitionen

Mehrere Fragen betrafen die Kosten und die Finanzierung der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren vor dem Hintergrund zahlreicher weiterer umfangreicher Investitionen von EDF und deren Auswirkungen auf die finanzielle Stabilität von EDF. Es wurden Fragen zur finanziellen Rentabilität des weiteren Betriebs der Kraftwerke für EDF gestellt, insbesondere zur Fähigkeit des Unternehmens, wirksame Sicherheitsverbesserungen zu finanzieren, angesichts der im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung erwarteten Wartungsqualität.

Die Investitionen im Zusammenhang mit der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren und dem weiteren Betrieb der 900-MWe-Reaktoren nach 40 Jahren sind in das Programm „Grand Carénage“ von EDF(9) integriert. Dieses Programm führt über seine Laufzeit zu einem Anstieg der Investitionen in den in Betrieb befindlichen Kraftwerkspark um etwa 30 %, was weniger als 10 % der Stromerzeugungskosten der EDF-Kernkraftwerke entspricht. Diese Investition ermöglicht es, die Wettbewerbsfähigkeit des bestehenden Kernkraftwerksparks gegenüber allen anderen Erzeugungsarten, die ihn ersetzen könnten, langfristig aufrechtzuerhalten.



Arbeiten im Rahmen des „Grand Carénage“ im Kernkraftwerk Saint-Laurent-des-Eaux: Ein Team von Technikern bei der Arbeit zur Installation eines Notstromaggregats.
(9) Am 22. Januar 2015 genehmigte der Verwaltungsrat von EDF grundsätzlich das Programm „Grand Carénage“, das der Sanierung des französischen Kernkraftwerkparks sowie der Steigerung der Stromerzeugungskapazitäten dient.

(9) Am 22. Januar 2015 genehmigte der Verwaltungsrat der EDF grundsätzlich das Programm „Grand Carénage“, das darauf abzielt, den französischen Kernkraftwerkspark zu modernisieren, das Sicherheitsniveau der Reaktoren zu erhöhen und – sofern die Voraussetzungen gegeben sind – deren Betrieb fortzusetzen.

Öffentlichkeitsarbeit

Zahlreiche Teilnehmer forderten eine bessere Information über die aktuellen Herausforderungen im Bereich der nuklearen Sicherheit und die von EDF vorgeschlagenen Verbesserungsmaßnahmen, und zwar durch eine breit angelegte Kommunikation und Dokumente, die für alle Zielgruppen, einschließlich junger Menschen, besser zugänglich sind. Die Teilnehmer äußerten zudem den Wunsch, dass EDF der in der Nähe der Kraftwerke lebenden Bevölkerung umfassendere und regelmäßigere Informationen bereitstellt – sowohl im Normalbetrieb (beispielsweise zu nuklearen Zwischenfällen und deren Folgen) als auch im Falle eines Unfalls.



Führer und Besucher im Kontrollraum des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly anlässlich der „Journées de l'Industrie Électrique 2018".

Seit vielen Jahren führt EDF auf eigene Initiative Informationsmaßnahmen durch, um aktiv auf die Öffentlichkeit zuzugehen:

- In jedem Kernkraftwerk wurden vielfältige Kommunikationsinstrumente eingerichtet, um die Interessengruppen, die breite Öffentlichkeit und Meinungsbildner so schnell wie möglich über alle Ereignisse zu informieren, die die Sicherheit, die Umwelt, den Strahlenschutz oder die Kontinuität der Stromerzeugung betreffen;
- Jede Meldung eines bedeutenden Ereignisses in den Bereichen Sicherheit, Umwelt oder Strahlenschutz wird umgehend auf der Website des Kraftwerks oder im externen Newsletter veröffentlicht;
- Bestimmte Betriebsereignisse, wie regelmäßige Materialtests oder außerplanmäßige Abschaltungen, die mit Lärm oder erheblicher Dampfentwicklung einhergehen können, werden auf Twitter veröffentlicht, um Anwohner und die Öffentlichkeit zu informieren;
- Jeden Monat werden die Ergebnisse der Umweltanalysen im Newsletter des jeweiligen Kraftwerks veröffentlicht, der in gedruckter und digitaler Form erhältlich ist;
- EDF pflegt einen kontinuierlichen Dialog mit seinen Interessengruppen, insbesondere mit den lokalen Informationskommissionen (CLI): Jährlich finden fast 70 Arbeitssitzungen mit den Mitgliedern der CLI statt; diese nehmen mit Genehmigung von EDF an Inspektionen der ASN teil, zu denen noch Besichtigungen vor Ort hinzukommen;
- Jedes Kraftwerk veröffentlicht jährlich einen Bericht, der die wichtigsten Betriebsereignisse sowie Vorfälle im Zusammenhang mit der Sicherheit, dem Umweltschutz und dem Strahlenschutz zusammenfasst. Dieser wird den lokalen Interessengruppen übergeben und auf der Website der EDF-Gruppe veröffentlicht;
- Alle Standorte empfangen regelmäßig Besucher in ihren Industrieanlagen und in ihren Besucherzentren (110.000 im Jahr 2019). Jedes Jahr hat die Öffentlichkeit zudem anlässlich der „Tage der Elektrizitätswirtschaft" die Möglichkeit, die Kernkraftwerke zu besichtigen. Darüber hinaus treffen sich die Standortleiter regelmäßig mit gewählten Vertretern, Behördenvertretern und Journalisten.



Besucher vor einer ehemaligen Turbine des Kernkraftwerks Bugey zur Stromerzeugung.

Diese Maßnahmen ergänzen die **gesetzlichen Verpflichtungen des Betreibers in Bezug auf Information und Transparenz**(10):
die Öffentlichkeit, insbesondere die lokalen Informationskommissionen, zu informieren, zu erklären, Fragen zu beantworten und Nachweise vorzulegen; der ASN Ereignisse in den Bereichen Sicherheit, Strahlenschutz, Umwelt und Transport zu melden; die Behörden im Rahmen des internen Notfallplans über alle Zwischenfälle oder Unfälle zu informieren; wichtige Entscheidungen bezüglich kerntechnischer Anlagen (Planung, Errichtung oder Änderung) in verschiedenen Phasen (öffentliche Debatten, auf elektronischem Wege oder im Rahmen öffentlicher Anhörungen) abzustimmen.

Für EDF hat die Information der Öffentlichkeit Priorität. Sie ergibt sich nicht nur aus den Transparenzpflichten des Unternehmens, sondern ist darüber hinaus unverzichtbar für die Ausübung seiner Tätigkeiten, insbesondere im Nuklearbereich. EDF verpflichtet sich, seine Informationsmaßnahmen fortzusetzen und auszubauen, indem es noch stärker auf die Öffentlichkeit zugeht.

- EDF verpflichtet sich, die Öffentlichkeit bis zum Beginn der öffentlichen Anhörungen kontinuierlich über die weiteren Schritte im Rahmen des Konsultationsprozesses zu informieren, insbesondere durch die fortlaufende Bereitstellung von Informationen auf der digitalen Plattform des Konsultationsprozesses.
- Damit die Öffentlichkeit die Umsetzung der in der Leitlinie dargelegten Perspektiven verfolgen kann, wird EDF regelmäßig in den Informationsmedien
  jedes betroffenen Kraftwerks regelmäßig eine schriftliche Zusammenfassung mit einer Infografik für die breite Öffentlichkeit veröffentlichen. Diese Zusammenfassung kann auf der nationalen Website von EDF veröffentlicht werden.
- EDF wird vorschlagen, auf Anfrage der betroffenen lokalen Initiativkomitees (CLI), der interkommunalen Versammlungen usw. im Rahmen einer lokalen Informationsveranstaltung oder im Rahmen einer digitalen Veranstaltung, beispielsweise eines landesweiten Webinars für interessierte Zielgruppen, einen aktuellen Überblick über die 4. periodische Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren und die Umsetzung der in diesem Leitfaden dargelegten Perspektiven zu geben. Gezielte Besichtigungen vor Ort mit Schwerpunkt auf den Änderungen der 4. periodischen Überprüfung sowie eine Führung durch das VeRCoRs-Modell können ihnen ebenfalls angeboten werden, unter Einhaltung der Gesundheits- und Sicherheitsvorschriften.
- Anlässlich von Veranstaltungen für die breite Öffentlichkeit zum Thema Energie oder Strom (EDF-Tage der Elektroindustrie, Fest der Wissenschaft, Europäische Tage des Kulturerbes ...) wird EDF Führungen durch seine Anlagen anbieten; im Sinne der Barrierefreiheit wird zudem eine kommentierte virtuelle Tour auf den Websites der 900-MWe-Kraftwerke online gestellt.
- Um besser über die aktuellen Sicherheitsfragen zu informieren, können Besichtigungen für Vertreter der Öffentlichkeit (CLI, gewählte Vertreter usw.) organisiert werden, und virtuelle Rundgänge oder Infografiken zu Themen der öffentlichen Konsultation werden für alle auf den Websites der betreffenden Kraftwerke verfügbar sein.

(10) Artikel L. 125-10 des Umweltgesetzbuchs verankert ein Recht auf Information im Bereich der Kernenergie hinsichtlich der „Risiken oder Nachteile, die die Anlage für die geschützten Interessen mit sich bringen kann, sowie der Maßnahmen, die zur Vermeidung oder Verringerung dieser Risiken oder Nachteile ergriffen werden“.

ERKENNTNISSE DER EDF FÜR DIE NÄCHSTE 4E PERIODISCHE ÜBERPRÜFUNG VON KERNREAKTOREN MIT 1.300 MWE



Konsultationsworkshop in Audruicq am 15. März 2019.

- EDF wird der Empfehlung Nr. 5 des HCTISN folgen, im Rahmen des Verfahrens zur 4[e] periodischen Überprüfung der 1.300-MWe-Kernreaktoren eine neue Konsultation durchzuführen und dabei die Erfahrungen aus der vorliegenden Konsultation zu nutzen.

- Im Hinblick auf diese künftige Konsultation wird EDF den anderen Akteuren des Prozesses vorschlagen, neue Informationskanäle einzurichten, um die breite Öffentlichkeit stärker einzubeziehen und eine größere Vielfalt der Teilnehmer zu fördern.



DOKUMENT

3 bis

DOKUMENT BEZÜGLICH DER AUSWIRKUNGEN AUF DIE UMWELT, DIE MIT DEM BETRIEB DES REAKTORS WÄHREND DER NÄCHSTEN ZEHN JAHRE VERBUNDEN SIND.

Öffentliches Anhörungsverfahren über den Bericht der 4. periodischen Sicherheitsüberprüfung

KERNKRAFTWERK VON BLAYAIS
REAKTOR NR. 2

INHALTSVERZEICHNIS

Seiten

Einleitung S.2

1. Der Betreiber des Kraftwerks von Blayais und der Hintergrund der periodischen Sicherheitsüberprüfung S.3

1.1. Betreiber des Kraftwerks von Blayais S.3
1.2. Hintergrund der periodischen Sicherheitsüberprüfung S.4

2. Fortsetzung des Betriebs der Reaktoren von Blayais S.8

2.1. Das Kernkraftwerk von Blayais S.8
2.2. Betrieb des Kraftwerks S.9
2.3. Die Fortsetzung des Betriebs S.11

3. Öffentliches Anhörungsverfahren bezüglich der periodischen Sicherheitsüberprüfung S.15

3.1. Regelungsverfahren in Frankreich S.15
3.2. Internationale Konsultierung S.16
3.3. Terminplan des Regelungsverfahrens S.17

4. Nukleare Sicherheit des Kernkraftwerks S.18

4.1. Strahlenschutz S.18
4.2. Nukleare Sicherheit während des Betriebs S.19
4.3. Begrenzung der Alterung und Obsoleszenz S.26
4.4. Nukleare Sicherheit, Reaktor während der endgültigen Stilllegung S.27

5. Bewertung der Auswirkungen des Betriebs auf die Umwelt S.28

5.1. Vorgehensweise S.28
5.2. Methode zur Bewertung der Auswirkungen S.29
5.3. Unsicherheiten im Zusammenhang mit der Bewertung der Auswirkungen S.32
5.4. Für die Bewertung verwendete Daten S.32
5.5. Aktueller Zustand Umwelt S.33
5.6. Wechselbeziehungen des Kraftwerks von Blayais mit der Umwelt S.44
5.7. Prognose für die kommenden 10 Jahre hinsichtlich der Auswirkungen auf die Umwelt S.58

6. Bewertung der grenzüberschreitenden Auswirkungen S.75

6.1. Anforderungen hinsichtlich der radiologischen Folgen S.76
6.2. Radiologische Folgen S.78
6.3. Messung von Begrenzung der radiologischen Risiken S.84

7. Überwachung der Umwelt S.93

7.1. Überwachungsmaßnahmen für den Normalbetrieb S.93
7.2. Überwachungsmaßnahmen hinsichtlich der radiologischen Risiken S.96

8. Schlussfolgerungen S.98

Glossar S.100

EINLEITUNG



Kernkraftwerk von Blayais, Département Gironde
Copyright EDF, Gabrielle Balloffet

In Frankreich wird der Bau eines Kernreaktors durch eine Verordnung des für die nukleare Sicherheit zuständigen Ministers genehmigt. Diese Genehmigung enthält keine Betriebsdauerbegrenzung. Dennoch muss der Betreiber alle 10 Jahre eine periodische Sicherheitsüberprüfung durchführen, um die Situation der Anlage im Hinblick auf die für sie geltenden Vorschriften zu bewerten und die Prüfung der Risiken und Nachteile zu aktualisieren, die die Anlage für die öffentliche Sicherheit, Gesundheit und Hygiene oder den Natur- und Umweltschutz, d. h. die sogenannten „geschützten Interessen“ birgt.

In den vier von Électricité de France (EDF, www.edf.fr) betriebenen 900 MWe-Druckwasserreaktoren des Kernkraftwerks von Blayais findet nun die 4. periodische Sicherheitsüberprüfung statt.

Nach Abschluss jeder einzelnen Sicherheitsüberprüfung erstellt EDF einen Abschlussbericht über die Sicherheitsüberprüfung (RCR – Rapport de réexamen), der die Schlussfolgerungen der Sicherheitsüberprüfung und die für den verbesserten Schutz der geschützten Interessen in Betracht gezogenen Maßnahmen darlegt. Die Berichte für die Reaktoren Nr. 1 – 4 des Kraftwerks von Blayais wurden der Regierung und der Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection (ASNR – Behörde für nukleare Sicherheit und Strahlenschutz, www.asnr.fr) jeweils am 20. Dezember 2022, 29. Juli 2024, 20. Februar 2026 und 30. März 2026 vorgelegt.

Nach dem 35. Betriebsjahr findet ein öffentliches Anhörungsverfahren bezüglich des Abschlussberichts über die Sicherheitsüberprüfung statt.

Das vorliegende Dokument ist Teil der Unterlagen des öffentlichen Anhörungsverfahrens, das im Rahmen der 4. periodischen Sicherheitsüberprüfung der Reaktoren von Blayais durchgeführt wird. Es betrifft alle vier Reaktoren des Standorts von Blayais.

Es bezieht sich auf die mit dem Betrieb dieser Reaktoren während der zehn Jahre nach der 4. periodischen Sicherheitsüberprüfung verbundenen Auswirkungen auf die Umwelt, einschließlich der radiologischen oder sonstigen Folgen eventueller Störfälle oder Unfälle. Es beschreibt in diesem Zusammenhang auch die eventuellen grenzüberschreitenden Folgen, da es ggf. im Rahmen einer Konsultierung einem Nachbarland, einem Mitgliedsstaat der Europäischen Union oder einem Land vorgelegt wird, das Vertragspartei des am 25. Februar 1991 in Espoo unterzeichneten Übereinkommens über die Bewertung der Umweltfolgen in einem grenzüberschreitenden Rahmen ist.

Die ASNR berücksichtigt die Ergebnisse des öffentlichen Anhörungsverfahrens, einschließlich derjenigen, die die in diesem Dokument, seiner Analyse des Abschlussberichts über die Sicherheitsüberprüfung und den eventuellen Maßnahmen hinsichtlich der Reaktoren des Standorts von Blayais beschriebenen Umweltauswirkungen betreffen.



1. DER BETREIBER DES KRAFTWERKS VON BLAYAIS UND DER HINTERGRUND DER PERIODISCHEN SICHERHEITSÜBERPRÜFUNG

Luftbild des Kraftwerks von Blayais
Copyright Marc Didier – Parker Wayne Philips (PWP)

1.1. Betreiber des Kraftwerks von Blayais

Als Betreiber des Kraftwerks von Blayais ist EDF verantwortlich für die 4. periodische Sicherheitsüberprüfung ihrer Reaktoren.

EDF ist eine Aktiengesellschaft, deren Anteile zu 100 % dem französischen Staat gehören. Sie beschäftigt weltweit fast 200.000 Mitarbeiter, darunter mehr als 146.000 allein in Frankreich. Als wichtige Akteurin der Energiewende ist EDF ein umfassender Energieversorger, der in allen Bereichen tätig ist: Energieerzeugung und -transport, Energiehandel, Energieservices und Energieverkauf. EDF hat einen vielseitigen Energieerzeugungsmix entwickelt, der hauptsächlich auf Kernkraft und erneuerbaren Energien, insbesondere der Wasserkraft beruht.

Mit einer installierten Gesamtkapazität von 120 GW zum Ende des Jahres 2025 ist EDF Europas wichtigster Energieversorger. Mehr als 95 % der von EDF erzeugten Energie ist emissionsfrei. Daher gehört ihre Kohlenstoffintensität bei 26,5 gCO_2/kWh zu den niedrigsten weltweit, weit unter dem europäischen Durchschnitt von 224 gCO_2/kWh. 2025 lag die Energieerzeugung der EDF-Unternehmensgruppe bei ca. 515 TWh, von denen 80 % von den Kernkraftwerken beigesteuert werden.

Mit einer installierten Kapazität von 63 GWe ist EDF weltweit der wichtigste Kernkraftwerksbetreiber. EDF betreibt 57 Kernreaktoren, die auf 18 Standorte in Frankreich verteilt sind.

Das Kernkraftwerk von Blayais erzeugt jährlich fast 23 Milliarden kWh CO_2-arme Energie. Das entspricht dem Stromverbrauch von fast 5 Millionen französischen Haushalten und 5,6 % der französischen Energieerzeugung aus Kernkraft. Das Kernkraftwerk von Blayais unterstützt die Klimaziele von Frankreich und der Europäischen Union sowie die Stromversorgungssicherheit.

Das Kernkraftwerk von Blayais ist ein wichtiger Wirtschaftsakteur der Region Nouvelle-Aquitaine. Es ist der zweitwichtigste Industriearbeitgeber des Départements Gironde und beschäftigt am Standort ca. 2.300 Mitarbeiter. Es bringt sich stark in die Ausbildung junger Menschen ein und hat 2025 100 Auszubildende und 155 Praktikanten beschäftigt. Es ist Teil des Lebens in der Region und unterstützt zahlreiche Initiativen und Vereine zugunsten der Umwelt, der Solidarität, des Sports, der Kultur und junger Menschen.

1.2. Hintergrund der periodischen Sicherheitsüberprüfung

1.2.1. Verfahren der periodischen Sicherheitsüberprüfung

Das Kernkraftwerk von Blayais besteht aus vier Druckwasserreaktoren (REP – Réacteur à eau pressurisée) mit einer elektrischen Leistung von jeweils 900 MWe, die im sogenannten „offenen Kreislauf“ gekühlt werden. Diese Reaktoren wurden zwischen 1981 und 1983 in Betrieb genommen. Sie tragen seit über 40 Jahren zuverlässig zur Erzeugung CO_2-armer Energie bei. EDF führt die 4. periodische Sicherheitsüberprüfung dieser vier einzelnen Reaktoren durch, die am Standort von Blayais in Betrieb sind.

Ende 2013 hat EDF die Unterlagen über die Ausrichtung der Sicherheitsüberprüfung (DOR – Dossier d‘orientation du réexamen) vorgelegt, in denen die angesprochenen Themen und die dazugehörigen Verbesserungsziele dargelegt wurden, um die im Rahmen dieser Sicherheitsüberprüfungen zu implementierenden Verbesserungen zu ermitteln. Diese Unterlagen über die Ausrichtung der Sicherheitsüberprüfung wurden von der ASN geprüft, die vor ihrer Stellungnahme zuerst ihre technischen Sachverständigen und ständige Sachverständigengremien (GPE – Groupe permanent d‘experts)[1] und anschließend die Öffentlichkeit hinzugezogen hat. Die Prüfung des Teils „Ausrichtung“ der Sicherheitsüberprüfung endete im April 2016 mit einer Stellungnahme der ASN und Anforderungen an EDF[2] als Betreiber.

Für die 4. periodische Sicherheitsüberprüfung der 900 MWe-Kraftwerke hat sich EDF hinsichtlich der allgemeinen Ausrichtung für die Angleichung an die nuklearen Sicherheitsziele der Reaktoren der neuesten Generation wie dem Bezugsreaktor von EDF „EPR Flamanville 3“ entschieden.

Bei der periodischen Sicherheitsüberprüfung werden die Verbesserungen hinsichtlich der Umweltauswirkungen der Anlagen auf zwei Ebenen geprüft:

- Eine **Risiken-Ebene** bezüglich der Vorbeugung von Störfall- oder Unfallereignissen und der Begrenzung ihrer potentiellen radiologischen (radioaktive Emissionen) oder nicht radiologischen (Schäden aufgrund von Wärmeentwicklung, Giftstoffen oder Überdruck) Folgen. Hier werden zwei Risikogruppen unterschieden:
  1. Die **radiologischen Risiken** aufgrund von vorhandenen radioaktiven Stoffen,
  2. Die **konventionellen Risiken**[3], die z. B. mit der Lagerung und Verwendung von brennbaren Produkten, Chemikalien oder schwach radioaktiven Stoffen im Innern der konventionellen Anlagen verbunden sind.
- Eine **Nachteil-Ebene** bezüglich des Umgangs mit den Auswirkungen auf die Gesundheit und die Umwelt, die die Anlage während ihres normalen Betriebs aufgrund der Wasserentnahme und des Schadstoffausstoßes verursacht, sowie mit den Beeinträchtigungen, die sie verursachen kann (Freisetzung pathogener Mikroorganismen, Lärm und Vibrationen, Gerüche oder Staubaufkommen). Der Umgang mit Abfällen gehört zur Nachteil-Ebene.

[1] Zur Vorbereitung der wichtigsten Entscheidungen hinsichtlich der Herausforderungen der nuklearen Sicherheit oder des Strahlenschutzes stützt sich die ASNR auf die Ansichten und Empfehlungen von ständigen Sachverständigengremien.
[2] ASN – Orientations génériques du RP4 900 – CODEP – DCN-2016-007286 vom 20. April 2016.
[3] Siehe Glossar

Jede Ebene ist in zwei Teile unterteilt:

- **Prüfung der Konformität** der Anlage im Hinblick auf die für sie geltenden Regeln.
- **Neubewertung der Prüfung der mit der Anlage verbundenen Risiken oder Nachteile** mit dem Ziel, den Schutz der im Art. L. 593-1 des Umweltgesetzbuch genannten Interessen – die öffentliche Sicherheit, Gesundheit und Hygiene oder den Natur- und Umweltschutz – soweit wie möglich zu verbessern.

Die 4. periodische Sicherheitsüberprüfung umfasst eine dritte Ebene, die sich auf die „Fortsetzung des Betriebs über den Zeitraum von 40 Jahren hinweg" bezieht und den **Umgang mit der Alterung** der Anlagen und die **Aufrechterhaltung der Qualifikation** der Anlagen für Unfallbedingungen behandelt.

Die 4. periodische Sicherheitsüberprüfung der Reaktoren von Blayais bestand aus zwei Phasen:

- Eine erste „allgemeine" Phase in der die Themen betrachtet werden, die alle Reaktoren der gleichen Machart des französischen Kernkraftparks betreffen, so wie es die französischen Vorschriften zulassen. Die Reaktoren von Blayais gehören zu den 900 MWe-Reaktoren dieses Anlagenparks. Diese allgemeine Phase endete am 23. Februar 2021 mit der Veröffentlichung des Beschlusses Nr. 2021-DC-0706 der ASN[4] bezüglich der allgemeinen Phase der 4. periodischen Sicherheitsüberprüfung der 900 MWe-Reaktoren, einschließlich allgemeiner Vorgaben, die Gegenstand eines vorhergehenden öffentlichen Anhörungsverfahrens waren.
- Eine zweite Phase, bei der jeder Reaktor von Blayais einzeln betrachtet wird.

Im Anschluss an die Sicherheitsüberprüfung[5] legt EDF den Abschlussbericht über die Sicherheitsprüfung der 4 einzelnen Reaktoren von Blayais dem für die nukleare Sicherheit zuständigen Minister und der ASNR vor. Dieser Bericht erläutert die Schlussfolgerungen der Sicherheitsüberprüfung hinsichtlich ihrer Ziele, eine Zusammenfassung der angewandten Methoden und die wichtigsten Ergebnisse. Er zählt die von EDF in Betracht gezogenen Maßnahmen zur Verbesserung der nuklearen Sicherheit und für den Schutz der Gesundheit und Umwelt auf.

Die Erstellung dieses Berichts, dessen Vorlagefrist von den Vorschriften geregelt wird, erfolgt üblicherweise nach der zehnjährlichen Sicherheitsüberprüfung des jeweiligen Reaktors, bei der Prüf- und Wartungsmaßnahmen sowie Anpassungen an die Ziele der Sicherheitsüberprüfung vorgenommen werden. Sämtliche mit der Sicherheitsüberprüfung verbundenen Maßnahmen werden im Rahmen eines Industrieprogramms anlässlich der zehnjährlichen Sicherheitsüberprüfung und der nachfolgenden Revisionen während des Reaktorbetriebs implementiert (siehe Art. 3.3).

Bei dieser 4. periodischen Sicherheitsüberprüfung der Reaktoren von Blayais findet ein öffentliches Anhörungsverfahren über den Abschlussbericht der Sicherheitsprüfung statt.

Die ASNR berücksichtigt die Schlussfolgerungen des öffentlichen Anhörungsverfahrens und die Ergebnisse der Konsultierung der Nachbarstaaten in ihrer Analyse des Berichts und ggf. in den neuen Vorgaben, die die Fortsetzung des Betriebs der Reaktoren von Blayais regeln.

Nach Abschluss der Sicherheitsüberprüfung trägt die Fortsetzung des Betriebs der Reaktoren von Blayais in den kommenden zehn Jahren zur Stromversorgungssicherheit des Landes gemäß den Klimazielen von Frankreich und der Europäischen Union bei.

[4] Dieser Beschluss wurde am 19. Dezember 2023 durch den Beschluss 2023-DC-0774 geändert.

[5] Der Artikel R. 593-62 des französischen Umweltgesetzbuchs bestimmt, dass „die Verpflichtung der periodischen Sicherheitsüberprüfung als erfüllt gilt, sobald der Betreiber dem für die nukleare Sicherheit zuständigen Minister und der Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection (ASNR – Behörde für nukleare Sicherheit und Strahlenschutz) seinen Bericht über diese Sicherheitsüberprüfung vorlegt".

1.2.2. Zusammenhang mit dem Verfahren zur endgültigen Stilllegung eines Reaktors

Wenn die im Rahmen der periodischen Sicherheitsüberprüfungen neu bewerteten Bedingungen zur Fortsetzung des Betriebs eines Reaktors nicht erfüllt sind, würde EDF seine endgültige Stilllegung in Betracht ziehen und seinen Rückbau vornehmen müssen. In diesem Fall legt der Betreiber dem für die nukleare Sicherheit zuständiger Minister und der ASNR mindestens 2 Jahre vor dem geplanten Datum seine Absichtserklärung zur endgültigen Stilllegung seiner Anlage vor. Er übergibt der Regierung seine Rückbauunterlagen, die insbesondere die geplanten Rückbaumaßnahmen und die Maßnahmen zur Minimierung der Auswirkungen auf die Bevölkerung und die Umwelt erläutern. Der Rückbau der Anlage wird anschließend nach einer Stellungnahme der ASNR durch die sogenannte Rückbauverordnung angeordnet. Der Rückbau erfolgt gemäß den folgenden Phasen:

Vorbereitungsphase: Maßnahmen zur Vorbereitung des Rückbaus
Diese Phase beginnt sofort nach der Stilllegung und dient folgenden Zwecken:

- Verringerung der Risiken am Standort: Abtransport der verbrauchten und neuen Brennelemente, Abfälle und Ausflüsse, Ablassen der Leitungen, Dekontaminierung bestimmter Leitungssysteme. Während dieser Phase wird der Großteil der radioaktiven Stoffe beseitigt;
- Vorbereitung der Anlage für die Rückbaumaßnahmen: Planung der Zufahrten und Verkehrsbereiche, Anpassung der Unterstützungsfunktionen, insbesondere Lüftung und Handling, Abtransport bestimmter Gerätschaften;
- Genauere Untersuchung des Anlagenzustands: Inventur der Betriebs- und Gefahrstoffe, Prüfung auf Asbest, Probenentnahmen für Strahlenanalysen.

1. Phase: der elektromagnetische Rückbau
Diese Phase wird durch das Inkrafttreten der Rückbauverordnung bedingt und umfasst die Demontage und Zerkleinerung aller vorhandenen Gerätschaften und deren Verarbeitung zu Abfällen. Vor Ort verbleiben nur die Gerätschaften, die für die Durchführung der Sanierung während der 2. Phase erforderlich sind. In jedem Gebäude werden die elektromechanischen Rückbaumaßnahmen in große Teilbereiche unterteilt. Betroffen sind:

- Das Reaktorgebäude (BR – Bâtiment réacteur) – Zerlegung und Abtransport der sperrigen Komponenten sowie Rückbau der Primärkreisleitungen, der Beckeninneneinrichtungen, des Beckens und der weiteren Leitungssysteme und Unterstützungsfunktionen;
- Das Brennelementlager (BK – Bâtiment combustible) – Rückbau der Reaktorbeckenkammern, der verschiedenen Gerätschaften und der Unterstützungsfunktionen;
- Das Hilfsnuklearanlagengebäude (BAN – Bâtiment des auxiliaires nucléaires) – Zerlegung und Abtransport der sperrigen Komponenten und Rückbau der Gerätschaften in zwei Schritten, beginnend mit den Funktionen, die für den Rückbau nicht erforderlich sind, bis zu den letzten vorhandenen Gerätschaften.

2. Phase: die Sanierung der Anlagen
Hier sind nur die nuklearen Räumlichkeiten betroffen. Die eventuell an den Wänden der Räumlichkeiten vorhandene Radioaktivität (Aktivierung, Ablagerung oder Migration der Kontaminierung) wird beseitigt. Die Arbeiten zur Sanierung von Räumlichkeiten können sofort nach Abschluss der elektromechanischen Rückbauphase dieser Räumlichkeiten und nach Vereinbarung der Sanierungsmethode mit der ASNR beginnen.

Nach den Sanierungsmaßnahmen und den Überprüfungsmessungen werden der ASNR die Dokumente der Außerbetriebsetzungserklärung der betreffenden Bereiche vorgelegt. Sobald ein Räumlichkeitenbereich fertig saniert wurde, gelten die verbleibenden Gerätschaften als konventionelle Abfälle.

3. Phase: der Abriss der Gebäude
Bei abzureißenden konventionellen Gebäuden kann der Abriss beginnen, sobald sie für den Rückbau nicht mehr benötigt werden. Dieser klassische Abriss erfordert nicht zwingend eine spezielle Phase für die Entsorgung der Gerätschaften in den Gebäuden.

Bei Nukleargebäuden erfolgt der Abriss nach Übersendung der gebäudespezifischen Dokumente der Außerbetriebsetzungserklärung an die ASNR. Bereiche, die im Innern der Nukleargebäude eventuell nicht saniert wurden, können Gegenstand eines vorherigen Abrisses der Gebäude sein.

4. Phase: Die Sanierung des Anlagenstandorts
Sie sorgt dafür, dass der Zustand der Böden für die zukünftige Nutzung geeignet ist. Bereiche, die ggf. chemisch bzw. strahlentechnisch belastet sind, sind Gegenstand angepasster Begrenzungsmaßnahmen. Nach Abschluss der Sanierungsphase des Anlagenstandorts wird der ASNR ein Außerbetriebsetzungsantrag zur Entscheidung vorgelegt.



2. FORTSETZUNG DES BETRIEBS DER REAKTOREN VON BLAYAIS

Kernkraftwerk von Blayais, Département Gironde
Copyright EDF, Gabrielle Balloffet

2.1. Das Kernkraftwerk von Blayais

Das Kernkraftwerk von EDF liegt in der Gemeinde Braud-et-Saint-Louis, im Département Gironde (33), auf halber Strecke zwischen Bordeaux und Royan. Der mitten in einem Sumpfgebiet von 6.000 Hektar am rechten Ufer der Gironde gelegene Standort erstreckt sich über 78 Hektar.

Die wichtigsten Städte in der Nachbarschaft des Kraftwerks sind Bordeaux, Mérignac und Pessac, jeweils in einem Abstand von ca. 40 km.

Es liegt in unmittelbarer Nähe zu mehreren beachtenswerten Naturgebieten, einschließlich mehrerer NATURA 2000-Gebieten, mehrerer Naturgebiete mit besonderer Bedeutung bezüglich der Umwelt, Fauna und Flora, eines Meeresschutzgebiets, eines „Parc Naturel Régional“ mit Standorten des „Conservatoire d‘Espaces Naturelles“ und des „Conservatoire du Littoral“.

Das Kernkraftwerk von Blayais besteht aus vier Druckwasserreaktoren (REP), die zwischen 1981 und 1983 in Betrieb genommen wurden und von der 4. periodischen Sicherheitsüberprüfung betroffen sind.

KERNKRAFTWERK VON BLAYAIS (DÉPARTEMENT GIRONDE)



Wichtigsten Städte und Kommunikationswege

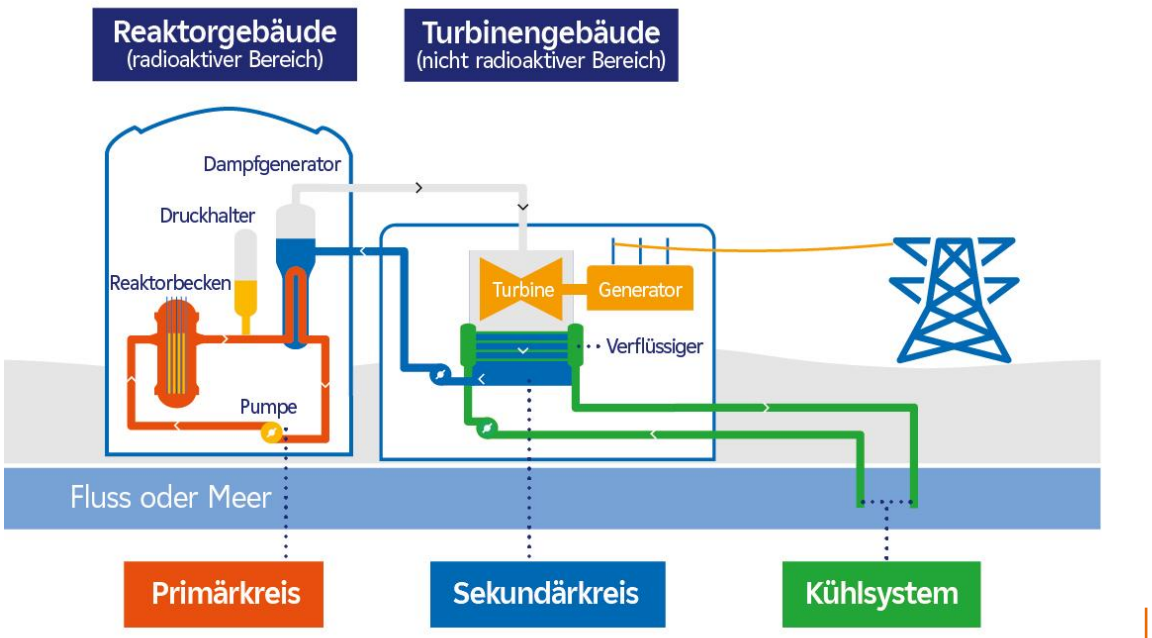


- Préfecture régionale (Verwaltungszentrum der Region)
- Préfecture départementale (Verwaltungszentrum des Départments)
- Sous-Préfecture (Verwaltungszentrum des Distrikts)
- Sonstige Städte

2.2. Betrieb des Kraftwerks

In einem konventionellen oder nuklearen Wärmekraftwerk wird die elektrische Energie auf die gleiche Weise erzeugt: ein Brennstoff erzeugt Wärme, die Wasser bis zum Verdampfen erhitzt. Der Dampf treibt eine Turbine und einen Wechselrichter zur Stromerzeugung an. In einem konventionellen Kraftwerk stammt die Wärme aus der Verbrennung eines fossilen Brennstoffs (Kohle, Heizöl…). In einem Kernkraftwerk entsteht die Wärme bei der Spaltung von Uranatomen.

Das Kernkraftwerk von Blayais besteht aus vier Druckwasserreaktoren mit einer elektrischen Leistung von jeweils 900 MWe, die im sogenannten „offenen Kreislauf“ gekühlt werden. Der Betrieb eines Druckwasserreaktors beruht auf drei getrennten und gegeneinander abgedichteten Leitungssystemen (siehe nachfolgende Abbildung).



1. Der **Primärkreis**: Die Spaltung der Uranatome im Reaktor erzeugt eine große Wärmemenge, die das um die Brennelementbündel zirkulierende Wasser auf 320 °C erhitzt. Das Wasser wird druckbeaufschlagt, damit es nicht kocht. Es überträgt seine Wärme an das Wasser eines zweiten geschlossenen Kreislaufs.
2. Der **Sekundärkreis**: Der Wärmeaustausch zwischen dem Wasser im Primärkreis und dem Wasser im Sekundärkreis erfolgt mittels Dampferzeuger, in denen das Wasser des Sekundärkreises sich in Dampf verwandelt. Dieser Dampfdruck dreht die Turbine, die ihrerseits einen Wechselrichter antreibt. Der Wechselrichter erzeugt einen Wechselstrom. Ein Transformator hebt die Spannung des erzeugten Stroms an, damit er leichter mittels Hochspannungsleitungen über große Entfernungen befördert werden kann.
3. Der **Kühlkreis**: Am Turbinenauslauf wird der Dampf des Sekundärkreises in einem Kondensator zurück in Wasser verwandelt. Das zur Kühlung im Kondensator verwendete Wasser wird aus dem Meer oder einem Wasserlauf entnommen. Dieses dritte Leitungssystem wird als Kühlkreis bezeichnet. Im Kraftwerk von Blayais stammt das Wasser dieses 3. Kühlkreises aus der Gironde.

2025 hat das Kernkraftwerk von Blayais fast 23 Milliarden kWh CO_2-arme Energie erzeugt. Das entspricht dem Stromverbrauch von ca. 5 Millionen Haushalten und 5,6 % der französischen Energieerzeugung aus Kernkraft.

2.3. Die Fortsetzung des Betriebs

EDF versteht sich als treibende Kraft für *„eine CO_2-freie Energieversorgung der Zukunft, die den Schutz unseres Planeten, Wohlbefinden und Entwicklung in Einklang bringt und auf einer innovativen Stromerzeugung und Servicelösungen beruht“*. Sie trägt zu den von der Europäischen Union festgelegten Zielen für das Erreichen der Klimaneutralität bis 2050 bei, die in die französische Strategie für Energie und Klima eingeflossen sind. Diesbezüglich spielen die Kernkraftwerke von EDF eine zentrale Rolle bei der Bereitstellung von CO_2-freier, steuerbarer und konkurrenzfähiger elektrischer Energie.

EDF plant, den Betrieb ihrer Reaktoren fortzusetzen und dazu die für die Beachtung der geltenden Anforderungen an die nukleare Sicherheit nötigen Maßnahmen zu implementieren.

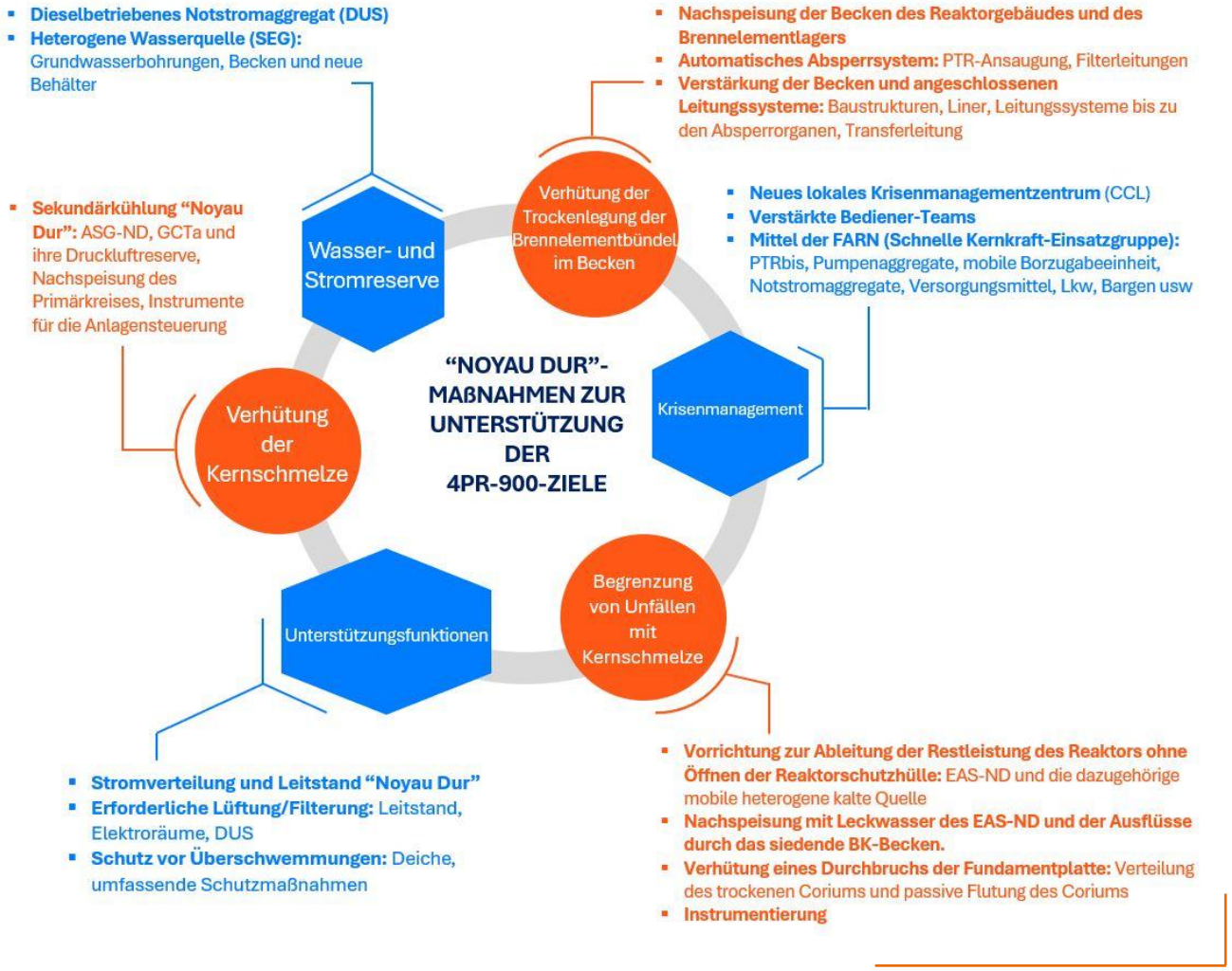
2.3.1. Vorgeschlagene Maßnahmen

Im Hinblick auf die Verbesserungsziele, die für die 4. periodische Sicherheitsüberprüfung der 900 MWe-Reaktoren festgelegt wurden, ist die Fortsetzung des Betriebs für 10 weitere Jahre mit der Implementierung der von EDF im Abschlussbericht über die Sicherheitsprüfung vorgeschlagenen Maßnahmen verbunden, vervollständigt durch die Vorgaben der ASNR, die die Bedingungen für die Fortsetzung des Betriebs festschreiben.

Die Verbesserungsmaßnahmen bestehen teils aus der Berücksichtigung der für die Einbeziehung der Erfahrungen aus dem Unfall des Kernkraftwerks von Fukushima Daiichi im März 2011 implementierten Mittel bei der Bestätigung der nuklearen Sicherheit der Reaktoren. Dabei werden diese Mittel im Anschluss an die Sicherheitsüberprüfung zu einem Maßnahmenprogramm mit der Bezeichnung „Noyau Dur“ („Harter Kern“) verstärkt.

Der **„Noyau Dur“** besteht aus fest verankerten und widerstandsfähigen Hardware-Mitteln, vervollständigt durch mobile Mittel zur Vermeidung massiver radioaktiver Schadstoffausstöße und langfristiger Auswirkungen auf die Umwelt in Situationen, die sich aus extremen externen Naturereignissen ergeben können. Dabei geht es vor allem um Erdbeben, externe Überschwemmungen und ähnliche Ereignisse (Blitzschlag, Hagel, Sturm, Starkregen) oder auch Wirbelstürme.

Wichtigste „Noyau Dur"-Maßnahmen (ND) nach Hauptthemen der nuklearen Sicherheit



- **Dieselbetriebenes Notstromaggregat (DUS)**
- **Heterogene Wasserquelle (SEG):** Grundwasserbohrungen, Becken und neue Behälter

- **Nachspeisung der Becken des Reaktorgebäudes und des Brennelementlagers**
- **Automatisches Absperrsystem:** PTR-Ansaugung, Filterleitungen
- **Verstärkung der Becken und angeschlossenen Leitungssysteme:** Baustrukturen, Liner, Leitungssysteme bis zu den Absperrorganen, Transferleitung

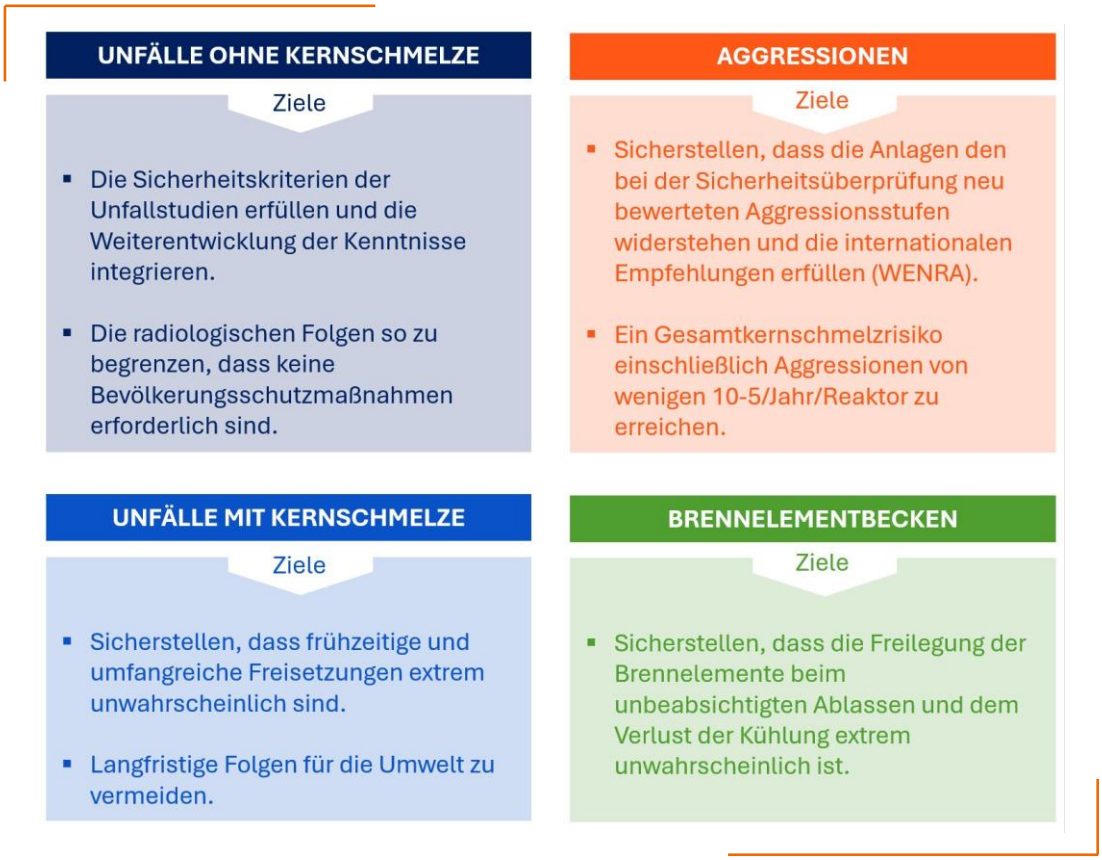
- **Sekundärkühlung "Noyau Dur":** ASG-ND, GCTa und ihre Druckluftreserve, Nachspeisung des Primärkreises, Instrumente für die Anlagensteuerung

- **Neues lokales Krisenmanagementzentrum** (CCL)
- **Verstärkte Bediener-Teams**
- **Mittel der FARN (Schnelle Kernkraft-Einsatzgruppe):** PTRbis, Pumpenaggregate, mobile Borzugabeeinheit, Notstromaggregate, Versorgungsmittel, Lkw, Bargen usw

- **Stromverteilung und Leitstand "Noyau Dur"**
- **Erforderliche Lüftung/Filterung:** Leitstand, Elektroräume, DUS
- **Schutz vor Überschwemmungen:** Deiche, umfassende Schutzmaßnahmen

- **Vorrichtung zur Ableitung der Restleistung des Reaktors ohne Öffnen der Reaktorschutzhülle:** EAS-ND und die dazugehörige mobile heterogene kalte Quelle
- **Nachspeisung mit Leckwasser des EAS-ND und der Ausflüsse durch das siedende BK-Becken.**
- **Verhütung eines Durchbruchs der Fundamentplatte:** Verteilung des trockenen Coriums und passive Flutung des Coriums
- **Instrumentierung**

Des Weiteren entsprechen die sonstigen Verbesserungsmaßnahmen der 4. periodischen Sicherheitsüberprüfung von Blayais der allgemeinen Ausrichtung dieser Sicherheitsüberprüfung für die Angleichung an die nuklearen Sicherheitsziele der Reaktoren der neuesten Generation, deren EDF-Bezugsreaktor der Standort „EPR Flamanville 3“ ist. Diese Verbesserungsmaßnahmen werden in vier Themen unterteilt:



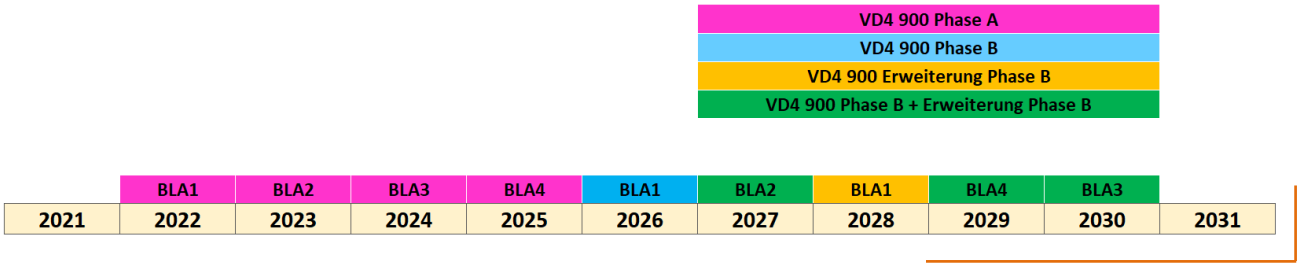
2.3.2. Industrieprogramm aus der 4. periodischen Sicherheitsüberprüfung

Das Industrieprogramm der 4. periodischen Sicherheitsüberprüfung der 900er Klasse besteht aus drei Phasen, unter Berücksichtigung des Umfangs der Maßnahmen und Auswirkungen für Menschen und Unternehmen, die an den Kernkraftstandorten tätig sind[6]:

- Die **Phase A** entspricht den Maßnahmen, die während des Betriebs des Blocks oder während der Stillsetzung im Rahmen der zehnjährlichen Sicherheitsüberprüfung stattfinden. Diese Maßnahmen beinhalten auch die Aktualisierung der Betriebsunterlagen;
- Die **Phase B** entspricht den Maßnahmen, die während des Betriebs des Blocks oder während der Reaktorrevisionen spätestens 6 Jahre nach der Vorlage des Abschlussberichts über die Sicherheitsprüfung durchgeführt werden.
- Der **Zusatz zu Phase B** umfasst die Umsetzung bestimmter Tätigkeiten aus der Prüfung der 4. periodischen Sicherheitsüberprüfung durch die ASNR, die aufgrund ihrer Eigenschaften (z. B. die Erfordernis zur Qualifizierung neuer Gerätschaften für sehr anspruchsvolle Umweltbedingungen) eine Prüfungsfrist von ca. 5 Jahren erfordern. Sie werden während des Betriebs des Blocks oder während der Reaktorrevisionen spätestens 8 Jahre nach der Vorlage des Abschlussberichts über die Sicherheitsprüfung durchgeführt.

[6]Zur Erstellung des Terminplans berücksichtigt EDF auch die in Frankreich sehr hohe Auftragslage der Industrie angesichts der zehnjährlichen Sicherheitsüberprüfungen, die auch für die anderen Klassen durchzuführen sind. Zu diesem Zweck hat EDF sich zur Erstellung eines Projekts entschieden, um die Sicherheitsüberprüfung im Rahmen des sogenannten „Grand Carénage“-Programms durchzuführen.

Die folgende Grafik zeigt den Jahresterminplan der aus der 4. Sicherheitsüberprüfung der Reaktoren von Blayais hervorgehenden Änderungen:





3. ÖFFENTLICHES ANHÖRUNGSVERFAHREN BEZÜGLICH DER PERIODISCHEN SICHERHEITSÜBERPRÜFUNG

Luftbild des Kraftwerks von Blayais
Copyright Marc Didier – Parker Wayne Philips (PWP)

3.1. Regelungsverfahren in Frankreich

Gemäß Art. L. 593-18 des französischen Umweltgesetzbuchs führt EDF alle zehn Jahre eine periodische Sicherheitsüberprüfung durch, mit dem Zweck „der Einschätzung der Situation der Anlagen im Hinblick auf die für sie geltenden Regeln und der Aktualisierung der Einschätzung der Risiken oder Nachteile der Anlage für die in Art. L. 593-1 aufgeführten Interessen, unter Berücksichtigung des Zustands der Anlage, der im Rahmen des Betriebs gesammelten Erfahrung, der Weiterentwicklung der Kenntnisse, unter anderem über den Klimawandel und seine Auswirkungen, sowie der für gleichwertige Anlagen geltenden Regeln. *Diese Bewertung der Risiken berücksichtigt die Folgen des Klimawandels auf externe Beanspruchungen, die im Rahmen derselben zu beachten sind.“*

Der Artikel R. 593-62 des französischen Umweltgesetzbuchs bestimmt, dass *„die Verpflichtung der periodischen Sicherheitsüberprüfung als erfüllt gilt, sobald der Betreiber dem für die nukleare Sicherheit zuständigen Minister und der ASNR seinen Bericht über diese Sicherheitsüberprüfung vorlegt“.*

Dieser Bericht enthält *„die Schlussfolgerungen der in Art. L. 593-18 geforderten Prüfung und ggf. die Maßnahmen, die darin vorgeschlagen werden, um die festgestellten Störungen zu beheben oder den Schutz der in Art. L. 593-1 genannten Interessen zu verbessern“* (Art. L. 593-19 des französischen Umweltgesetzbuchs)

Gemäß Art. L. 593-19 gilt, dass *„bei Sicherheitsüberprüfungen nach dem fünfunddreißigsten Betriebsjahr eines Kernreaktors, der im ersten Absatz des vorliegenden Artikels genannte Bericht Gegenstand eines öffentlichen Anhörungsverfahrens ist “.*

In diesem Zusammenhang erläutern die Artikel R. 593-62-2 bis R. 593-62-9 des französischen Umweltgesetzbuchs das für dieses öffentliche Anhörungsverfahren geltende Verfahren.

3.2. Internationale Konsultierung

Im Rahmen dieses öffentliches Anhörungsverfahren hinsichtlich des Abschlussberichts über die Sicherheitsprüfung (RCR), sieht Art. R. 593-62-6 des französischen Umweltgesetzbuchs ein Verfahren zur Konsultierung der Nachbarländer vor. Wenn ein Teil des Staatsgebiets eines Nachbarlandes an den von diesem öffentlichen Anhörungsverfahren betroffenen Umkreis angrenzt oder wenn die Grenzbedingung zwar nicht erfüllt ist, der Präfekt jedoch auf eigene Initiative oder auf Anfrage der Behörden eines anderen Mitgliedsstaats der Europäischen Union oder einer Vertragspartei des am 25. Februar 1991 in Espoo unterzeichneten Übereinkommens über die Bewertung der Umweltfolgen in einem grenzüberschreitenden Rahmen der Ansicht ist, dass der Betrieb des Reaktors maßgebliche Auswirkungen auf die Umwelt in diesem Staat haben könnte, auch wenn im Konsultationsumkreis keine gemeinsame Grenze vorhanden ist:

- Der Präfekt informiert diesen Staat über die Verordnung zur Einleitung des öffentlichen Anhörungsverfahrens und legt ihm insbesondere eine Ausfertigung der Anhörungsunterlagen vor.
- Die Mitteilung über die Verordnung zur Einleitung des öffentlichen Anhörungsverfahrens legt die Fristen fest, innerhalb derer die Behörden dieses Landes ihre Absicht zur Teilnahme an dem öffentlichen Anhörungsverfahren äußern können. Das öffentliche Anhörungsverfahren kann erst nach Ablauf dieser Frist beginnen.
- Der Präfekt übermittelt die Unterlagen an den Außenminister.

Die folgende Karte zeigt die geografische Lage des Kraftwerks von Blayais und den Abstand zu den Nachbarländern der Französischen Republik, zumindest über die ersten 1.000 Kilometer.

KERNKRAFTWERK VON BLAYAIS (DÉPARTEMENT GIRONDE)

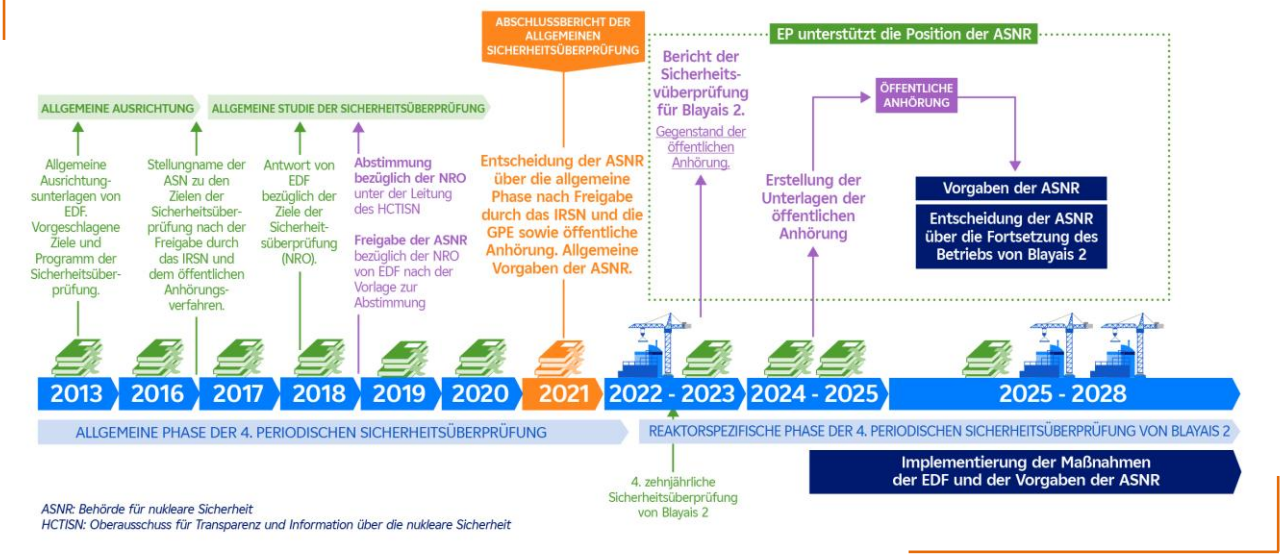


Geografische Lage des Kraftwerks von Blayais im Verhältnis zu den Nachbarländern

3.3. Terminplan des Regelungsverfahrens

Der Präfekt des Départements Gironde legt unter anderem das Datum zur Eröffnung des Anhörungsverfahren und seine Dauer fest (Art. R. 123-9 des französischen Umweltgesetzbuchs).

Die Vorgehensweise für die periodische Sicherheitsüberprüfung wird im Folgenden am Beispiel des Reaktors Nr. 2 von Blayais beschrieben.



Zum Zeitpunkt der Erstellung des vorliegenden Dokuments könnten die öffentlichen Anhörungsverfahren für die Reaktoren Nr. 2, 3 und 4 Ende 2026 stattfinden.



4. NUKLEARE SICHERHEIT DES KERNKRAFTWERKS

Kernkraftwerk von Blayais, Département Gironde
Copyright EDF, Gabrielle Balloffet

4.1. Strahlenschutz

Der **Strahlenschutz** umfasst alle Regeln, Verfahren und Mittel zur Vorbeugung und Überwachung mit dem Ziel, die direkten oder indirekten schädlichen Auswirkungen ionisierender Strahlung auf Personen zu verhindern oder zu verringern, einschließlich derjenigen, die durch Umweltschäden verursacht werden. Er beruht auf drei wichtigen Prinzipien: Begründung, Optimierung und Begrenzung der Strahlendosis.

- **Begründung:** Alle menschlichen Tätigkeiten, die zu einer Ionenstrahlungsexposition bei Menschen führen können, müssen durch die daraus erwachsenden Vorteile begründet werden. Die Vorteile müssen gegenüber den Nachteilen überwiegen.
- **Optimierung:** Für eine gegebene Quelle ist das allgemeine Ziel die Beibehaltung der individuellen und kollektiven Dosiswerte auf dem niedrigsten Stand, der vertretbarerweise unter Berücksichtigung des Stands der Technik und der sozioökonomischen Faktoren erreichbar ist. Dieses Prinzip trägt die Bezeichnung ALARA (As Low As Reasonably Achievable[7]).
- **Begrenzung der Strahlendosis:** Die Ionenstrahlungsexposition einer Person aufgrund einer „nuklearen Tätigkeit“ darf nicht dazu führen, dass die Summe der erhaltenen Dosen die von den Vorschriften festgelegten Grenzwerte überschreitet, es sei denn, diese Person wird der Strahlung zu medizinischen Zwecken oder im Rahmen der biomedizinischen Forschung ausgesetzt.

Im weiteren Verlauf des Dokuments beziehen sich die Informationen bezüglich radioaktiver Strahlungen, ihrer Auswirkungen und ihrer Überwachung auf den normalen Betrieb der Reaktoren oder auf Störfälle bzw. Unfallsituationen.

[7] So niedrig wie vertretbarerweise möglich.

4.2. Nukleare Sicherheit während des Betriebs

Als Industrieanlage beinhaltet ein Kernkraftwerk von Natur aus Risiken, die die Gesundheit und Umwelt beeinträchtigen können. Der Kernreaktor enthält radioaktive Stoffe; die Anlange enthält Gefahrstoffe (z. B. Gasflaschen, brennbare Stoffe oder Chemikalien), die für den Betrieb erforderlich sind.

Das Konzept und der Betrieb der Kernkraftwerke sollen die Beherrschung sämtlicher Risiken sicherstellen, indem sie einerseits durch Vorbeugungsmaßnahmen die Wahrscheinlichkeit verringern, dass Störungen der Anlage auftreten, und andererseits durch Schutzmaßnahmen die Folgen dieser Störungen außerhalb des Standorts minimieren. Je größer die festgestellten Folgen sein können, umso geringer muss die Wahrscheinlichkeit des auslösenden Ereignisses sein, damit das Risikolevel unter angemessenen wirtschaftlichen Bedingungen so niedrig wie vertretbarerweise möglich bleibt.

Die Beherrschung der Risiken wird in den nuklearen Sicherheitsansatz aufgenommen, der für die gesamte Lebensdauer der nuklearen Anlagen gilt; sie besteht aus aufeinander folgenden Sicherheitsmaßnahmen, die für ein hohes Kontrollniveau sorgen.

Die Ermittlung der Risiken berücksichtigt Störungen im kernkrafttechnischen Teil der Anlage, aber auch weiterer Gerätschaften, die für den ordnungsgemäßen Betrieb erforderlich sind. Für jedes Risiko werden die folgenden Punkte definiert:

- Auslösende Ereignisse: Fehlfunktion einer Vorrichtung oder interne (z. B. Leitungsbruch) bzw. externe (z. B. Erdbeben) Ursache.
- Mögliche Folgen außerhalb des Standorts und auf den Betrieb der Anlage selbst.

Alle diese Risiken sind Gegenstand von Entwicklungs- und Betriebsmaßnahmen im Rahmen der nuklearen Sicherheit und des Umweltschutzes, die durch aufeinander folgende Schutzmaßnahmen:

- das Auftreten von Störfällen und Unfällen an der Anlage verringern können,
- Die Anlage überwachen und ihren sicheren Zustand aufrecht erhalten,
- Die Folgen von Störfällen und Unfällen für die Anlage und die Umwelt begrenzen.

Hier werden aufgrund ihrer Besonderheiten zwei Risikogruppen unterschieden:

1. Die **radiologischen Risiken** aufgrund von vorhandenen radioaktiven Stoffen,
2. Die **konventionellen Risiken**, die z. B. mit der Lagerung und Verwendung von brennbaren Produkten, Chemikalien oder schwach radioaktiven Stoffen verbunden sind.

Radiologische Risiken werden in zwei Typen unterteilt:

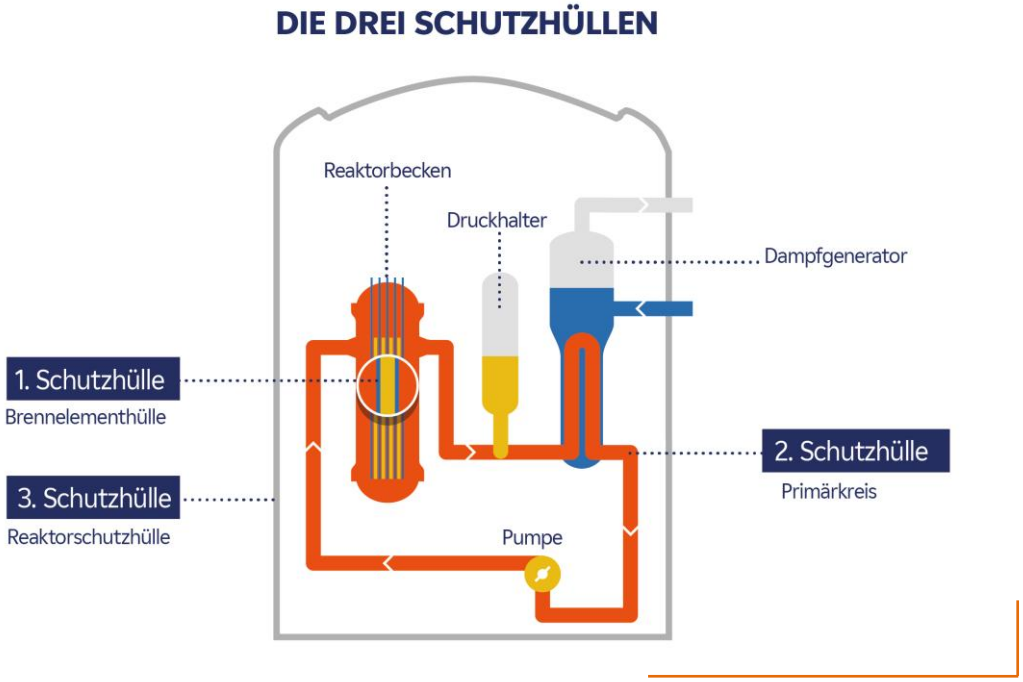
- Die direkte Strahlenexposition, die als externe Exposition bezeichnet wird,
- Die Strahlenexposition durch Verschlucken bzw. Einatmen radioaktiver Stoffe, die als interne Exposition bezeichnet wird.

4.2.1. Begrenzung der radiologischen Risiken

Radioaktive Stoffe werden in hermetisch geschlossenen Einhausungen aufbewahrt, die mit strahlenschutzgeeigneten Schutzbeschichtungen (oder „biologischen Schutzmaßnahmen“) versehen sind, um radiologischen Risiken durch Exposition oder Ausbreitung vorzubeugen. Die Grenzen dieser Einhausungen werden als Reaktorschutzhüllen bezeichnet. Diese Schutzhüllen liegen nach dem Schachtelpuppenprinzip übereinander. Die undurchlässigen, robusten und voneinander unabhängigen Schutzhüllen trennen eine nach der anderen die Brennelemente von der Umwelt.

Auf diese Weise wirken drei voneinander unabhängige physische, robuste und undurchlässige Schutzhüllen zur Einschließung der Radioaktivität zusammen:

- Die Hülle der Brennstäbe,
- Die Hülle um den Primärkreis,
- Die Reaktorschutzhülle.



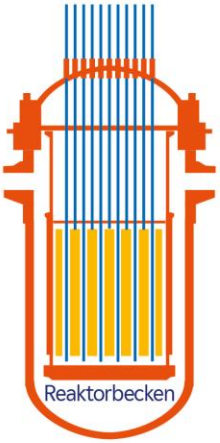
Die Methode zur Analyse der Risiken umfasst die Ermittlung der möglichen Ursachen für die Freisetzung radioaktiver Stoffe außerhalb der Schutzhüllen und die Festlegung der Maßnahmen zur größtmöglichen Minimierung der Häufigkeit und des Umfangs der Folgen solcher Ereignisse.

Zur dauerhaften und situationsunabhängigen Aufrechterhaltung der Schutzhüllen wurden Gerätschaften und Systeme entwickelt, die die permanente Wirksamkeit der drei „Sicherheitsfunktionen“ gewährleisten.

DIE DREI SICHERHEITSFUNKTIONEN

1
Steuerung der Kettenreaktion

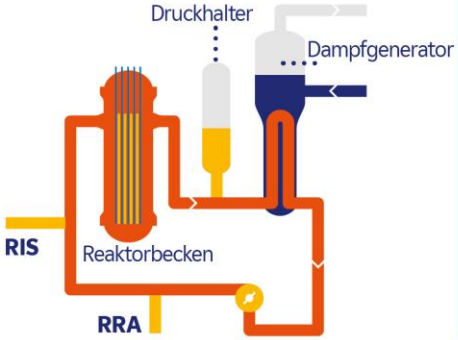
- Position der Steuerbündel
- Borkonzentration des Wassers



2
Kühlung der Brennelemente

Ableitung der Wärme:

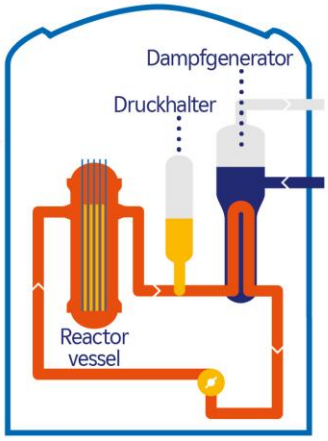
- Im Normalbetrieb über die Dampfgeneratoren
- Bei Reaktorstilllegung über den Kühlkreis **(RRA)**
- Über die Notkühlsysteme **(RIS)**



3
Einschließung der Radioaktivität

Anhand der drei Schutzhüllen:

- Brennelementhülle
- Primärkreis
- Reaktorschutzhülle



Die implementierten Maßnahmen zur Gewährleistung dieser drei grundlegenden Funktionen der nuklearen Sicherheit **sorgen für den Schutz der Bevölkerung und der Umwelt vor ionisierenden Strahlungen** und somit für die Umsetzung dieser vierten Sicherheitsfunktion, die durch die geänderte Verordnung vom 7. Februar 2012 über die Festlegung der allgemeinen Regeln für Basis-Nuklearanlagen – der sogenannten „INB-Verordnung“ – eingeführt wurde.

Der „sichere“ Zustand eines Reaktors zeichnet sich durch die Gewährleistung der drei Sicherheitsfunktionen aus:

- Kontrolle über die nukleare Kettenreaktion im Reaktor,
- Kühlung der Brennelemente,
- Einschließung der radioaktiven Stoffe

sowie die ordnungsgemäße Funktion der Systeme, die die Aufrechterhaltung dieser Bedingungen sicherstellen.

Um ein hohes Sicherheitsniveau des Kraftwerks zu gewährleisten, beruhen Entwicklung und Betrieb der Reaktoren auf der Anwendung eines in die Tiefe gehenden Abwehrkonzepts, das zur Einplanung zusätzlicher Mittel zum Schutz dieser Schutzhüllen und Begrenzung der Folgen von Unfällen auf ein für die Bevölkerung und Umwelt akzeptables Maß führt. Aufeinander folgenden Abwehrstufen, die so weit wie möglich zuverlässig und voneinander unabhängig sind, werden anhand der Umsetzung von zusätzlichen technischen, menschlichen und organisatorischen Mitteln vorgesehen, um solche Unfälle zu verhindern oder deren Folgen zu begrenzen.

Sowohl bei der Entwicklung als auch im Betrieb gliedert sich die Tiefenabwehr in fünf Stufen:

1. **Vorbeugung (1. Stufe):** Das Eintreten der Störung verhindern;
2. **Überwachung oder Erkennung (2. Stufe):** Dem Eintreten der Störung durch Kontrollen oder Prüfungen vorgreifen, oder die Störung unmittelbar nach ihrem Eintreten erkennen, um die normale Betriebssituation wieder herzustellen;
3. **Handlungsmittel (3. Stufe):** Eindämmung der Folgen der Störung oder ggf. Begrenzung ihrer Verschlimmerung durch Wiederaufnahme der Anlagensteuerung (Verfahrensanweisungen für Störfälle und Unfälle);
4. **Abschwächung (4. Stufe):** Situationsmanagement zur Begrenzung der radiologischen Folgen für die Umwelt und die Bevölkerung (Abschließende Verfahrensanweisungen);
5. **Bevölkerungsschutz (5. Stufe):** Die 5. Stufe der Tiefenabwehr obliegt den Behörden und entspricht der Umsetzung des speziellen Einsatzplans (PPI – Plan particulier d'intervention) (in Sicherheit bringen, Jodtabletten verabreichen, Evakuierung...).

Der in den jeweiligen Kernsicherheitsbericht der einzelnen Reaktoren von Blayais übernommene Nachweis der Begrenzung der radiologischen Risiken erfolgt durch die Prüfung der Beachtung der allgemeinen nuklearen Sicherheitsziele bei allen störfall- oder unfallbedingten Abläufen. Zu diesem Zweck wurden zahlreiche Störfall- und Unfallszenarien betrachtet und nach der Häufigkeit ihres Auftretens in Kategorien eingestuft. Das Konzept der Anlagen muss auch einen geeigneten Schutz gegen Szenarien gewährleisten, die durch kumulierte Störungen oder interne bzw. externe Ursachen ausgelöst werden, und die grundlegenden Kernsicherheitsfunktionen beeinträchtigen. Anlässlich der 4. periodischen Sicherheitsüberprüfung erhalten die Reaktoren von Blayais in ihren Referenzunterlagen ein robustes Konzept für Unfälle mit Kernschmelze. Die betrachteten Szenarien führen zur Implementierung von Maßnahmen[8] zur Begrenzung der Folgen dieser Unfälle, ohne die Unversehrtheit der 3. Schutzhülle zu beeinträchtigen.

Studien über die nukleare Sicherheit werden mit einem konservativen Ansatz – d. h. mit Herabstufung einflussreicher Hypothesen oder Parameter – hinsichtlich des Zustands und der Funktion der Systeme sowie der mit den Szenarien verbundenen physikalischen Ereignisse durchgeführt. Bei Bedarf wird auf Entkopplungshypothesen zurückgegriffen, um Unsicherheiten zu berücksichtigen. Somit können Entwicklungsmargen für gefürchtete Situationen gewährleistet werden. Dadurch wird verhindert, dass erkannte Wissenslücken die Schlussfolgerungen dieser Studien in Frage stellen.

Die Untersuchung der radiologischen Folgen all dieser Szenarien dient der Prüfung der Stichhaltigkeit der bei der Entwicklung und im Betrieb ergriffenen Maßnahmen zur Gewährleistung der Unversehrtheit der Schutzhüllen zur Einschließung der radioaktiven Stoffe (Brennstabhüllen, Primärkreishülle und Reaktorgebäudehülle). Sie dient auch der Prüfung auf Austritt radioaktiver Stoffe aus dem Kraftwerk infolge solcher Störfälle/Unfälle, die zu begrenzten Folgen für Bevölkerung und Umwelt führen.

Dabei werden unterschieden:

- Die radiologischen Folgen der Bemessungsstörfälle und -unfälle (die bei der Entwicklung betrachtet wurden),
- Die radiologischen Folgen der sogenannten zusätzlichen Unfälle, die ursprünglich bei der Entwicklung nicht berücksichtigt wurden und Szenarien mit kumulierten Störungen entsprechen. Diese Unfälle werden untersucht, um die anlagenbedingten Risiken durch zusätzliche, in die Anforderungs-Referenzunterlagen integrierte Maßnahmen zu verringern. Dies gilt insbesondere für den Unfall aufgrund eines Dampfrohrbruchs (RTV – Rupture de tuyauterie vapeur), begleitet von multiplen Dampferzeugerrohrbrüchen (RTGV – Rupture de tube de générateur de vapeur),
- die radiologischen Folgen möglicher Unfälle mit Kernschmelze.

[8] Einige Verbesserungen gelten für die 900 MWe-Klasse und können daher in diesem Dokument erwähnt werden.

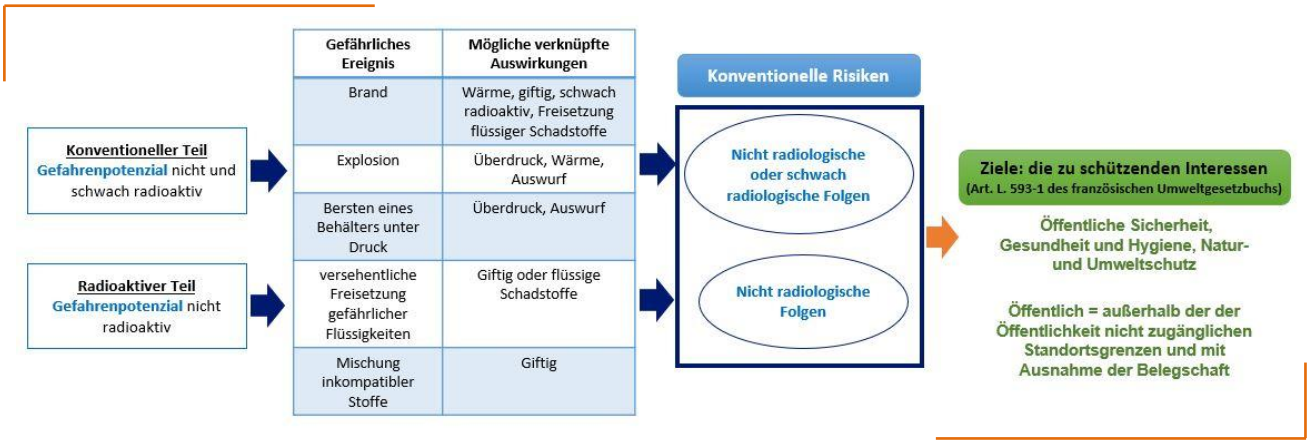
4.2.2. Begrenzung der konventionellen Risiken

4.2.2.1. Methodik zur Analyse der Risiken

Konventionelle Risiken sind z. B. mit der Lagerung und Verwendung von brennbaren Produkten, Chemikalien oder schwach radioaktiven Stoffen im Innern der konventionellen Anlagen verbunden.

Der Nachweis der konventionellen Sicherheit soll belegen, dass diese konventionellen Risiken im Hinblick auf die zu schützenden Interessen akzeptabel sind:

- Die Bevölkerung: Der Analyseumfang berücksichtigt alle der Öffentlichkeit zugänglichen Bereiche außerhalb der Standortgrenzen;
- Die Umwelt und Natur:



Folgende ggf. außerhalb des Standorts durch diese konventionellen Risiken nicht oder nur schwach radiologischer Art verursachten Auswirkungen sind möglich:

- Auswirkungen über die Luft:
  - Schäden durch Wärmeentwicklung aufgrund von Brand, Stichflammen und Explosion,
  - Schäden durch Giftstoffe aufgrund der Freisetzung von Brandgasen, der Verdunstung von Giftstoffen, des Austritts giftiger Gase oder der Mischung unverträglicher Stoffe,
  - Schäden durch Überdruck aufgrund einer Explosion oder berstender Anlagen,
  - Geringe radiologische Schäden durch Dispersion von Radionukliden aufgrund des Brands einer leicht radioaktiven Anlage,
  - Schäden durch Ausschleudern von Projektilen aus drehenden Maschinen aufgrund einer Explosion oder dem Bersten einer Anlage,
- Schäden durch flüssige Medien: Schäden durch die Freisetzung von flüssigen Gefahrstoffen oder schwach radioaktiven Stoffen in die Umwelt.

Gefahrenpotenziale werden anhand ihrer möglichen Auswirkungen auf die zu schützenden Interessen ermittelt und definiert. Die ermittelten Gefahrenpotenziale umfassen die mit den verwendeten oder gelagerten Produkten verbundenen Gefahrenpotenziale sowie die mit den Tätigkeiten verknüpften Gefahrenpotenziale.

Die Begrenzung der konventionellen Unfälle wird durch die Anwendung des Prinzips der Tiefenabwehr erreicht, aber auch durch die Beherrschung der folgenden Kernsicherheitsfunktionen:

- Die Einschließung gefährlicher oder schwach radioaktiver Stoffe,
- Den Schutz der Bevölkerung und der Umwelt vor den Schäden durch Giften, Überdruck, Wärmeentwicklung und Ausschleudern von Projektilen.

Die Analyse wird iterativ anhand folgender Ansätze bis zum Nachweis der Zumutbarkeit des Risikos durchgeführt:

- Verringerung des Risikos an der Quelle: ermitteln, inwiefern die Mengen der Stoffe verringert oder Ersatzprodukte verwendet werden können, wenn die Betriebsvorgaben dies zulassen,
- Ermittlung und Valorisierung der Maßnahmen zur Begrenzung der organisationsrelevanten und technischen Risiken (Vorbeugung, Überwachung, Abschwächung), um das Auftreten bzw. die Folgen der Unfallszenarien zu verringern.

Alle Anlagen, die Tätigkeiten mit Gefahrenpotenzial umfassen oder für die Gefahrstoffe gelagert werden, unterliegen periodischen Prüfungen. Vorbeugende Wartungsmaßnahmen werden in Übereinstimmung mit den Vorgaben der Hersteller oder gemäß den an den Gerätschaften ermittelten Erfahrungswerten durchgeführt. Festgestellte Abweichungen werden durch fehlerbehebende Instandsetzungsmaßnahmen beseitigt.

Brandrisiken werden gesondert behandelt (Brandaktionsplan und Projekt Brandrisikobegrenzung) und sind Gegenstand einer aufgrund von Erfahrungswerten aktualisierten Analyse im Rahmen der ständigen Verbesserungsmaßnahmen. Die Begrenzung der Brandrisiken stützt sich auf die Vorbeugung und schnelle Erkennung von Bränden sowie auf deren Löschung bzw. die Begrenzung der Eskalierung und Ausbreitung von Bränden.

Hinsichtlich der Schäden durch Flüssigkeiten aufgrund der unbeabsichtigten Freisetzung von gefährlichen oder schwach radioaktiven Flüssigkeiten beruht die Begrenzung der Risiken auf der Einrichtung von Vorrichtungen zur Einschließung der ausgetretenen Stoffe. Manche dieser Vorrichtungen sind die letzte Maßnahme zum Schutz der Umwelt und gelten als wichtige Komponenten für den Schutz der Interessen (EIP – Élément important pour la protection des intérêts) und unterliegen entsprechenden Anforderungen für ihre ordnungsgemäße Funktion. **Die Beachtung dieser Anforderungen durch den Betreiber ist Gegenstand besonderer Bestimmungen (Überwachung, Prüfung, Wartung), die die Begrenzung der Risiken gewährleisten.**

Hinsichtlich der Auswirkungen über die Luft erfolgt eine erste Analyse zur Ermittlung der die Hülle betreffenden Unfallszenarien, die Schäden außerhalb des Standorts verursachen können, sowie der Maßnahmen, die zur Begrenzung dieser Risiken ergriffen werden. Für jedes dieser Unfallszenarien wird eine vertiefte Risikoanalyse durchgeführt, um die Wahrscheinlichkeit eines solchen Unfalls und den Umfang der Folgen zu ermitteln. Die zum Nachweis der Begrenzung der konventionellen Risiken ermittelten Maßnahmen gelten dann als wichtige Tätigkeiten oder Komponenten für den Schutz der Interessen (AIP – Activité importante pour la protection des intérêts und EIP – Élément important pour la protection des intérêts), einschließlich der dazugehörigen Anforderungen für die ordnungsgemäße Funktion, deren Beachtung durch den Betreiber Gegenstand besonderer Bestimmungen (Überwachung, Prüfung, Wartung) ist.

Diese Maßnahmen werden im Rahmen der Betriebsnachverfolgung überwacht.

4.2.2.2. Zusammenfassung für Blayais

- ***Risiken über die Luft***

Die Risiken über die Luft der betrachteten Unfallszenarien bergen keine Auswirkungen außerhalb der Standortgrenzen, mit Ausnahme der im Folgenden beschriebenen Szenarien. Die für das Kraftwerk von Blayais durchgeführte Risikoanalyse hat zwei konventionelle Unfallszenarien ausgewiesen, die die zu schützenden Interessen beeinträchtigen können:

- in der MEDOC-Werkstatt könnte eine Explosion infolge des Versagens der Schutzhülle einer Acetylenleitung zu Auswirkungen außerhalb des Standorts führen;

- Im Zapfbereich des Sicherheitsbunkers (BDS – Bâtiment de sécurité) könnte ein Szenario mit einem Lachenbrand von aus Tanklastwagen gezapftem Offroad-Diesel („roter“ Diesel) nach dem Versagen der Schutzhülle des Tanks oder des Schlauchs am Lastwagen zu hitzeverursachten Auswirkungen außerhalb des Standorts führen;

Zahlreiche Vorbeugungsmaßnahmen wurden ergriffen, um derartige Unfälle zu vermeiden: Schulung der zuständigen Personen, Erstellung detaillierter Verfahrensanweisungen, Einrichtung von optischen Signalen, Prüfung des Lieferscheins des angelieferten Produkts und Implementierung von praktischen Vorgehensweisen zur Steigerung der Zuverlässigkeit der Mitarbeiter bei diesen Tätigkeiten usw.

Die Risikostufe eines Szenarios mit Explosion nach dem Versagen der Schutzhülle einer Acetylenleitung in der MEDOC-Werkstatt ist akzeptabel. Die Wahrscheinlichkeit seines Eintretens entspricht der eines unwahrscheinlichen Ereignisses (weniger als 1 mal alle 1.000 Jahre).

Zusätzlich wird zur Begrenzung der Risiken speziell im Sicherheitsbunker vor dem Zapfen eine Maßnahme implementiert, die als wichtige Tätigkeit für den Schutz der Interessen (AIP – Activité importante pour la protection des intérêts) gilt: Eine Prüfung durch einen Dritten, um durch eine körperliche Handlung sicherzustellen, dass die Genehmigung zum Zapfen erteilt werden kann (sicherstellen, dass die Schläuche ordnungsgemäß angeschlossen sind und keine Flüssigkeit austritt, die zur Bildung einer Diesellache führen könnte).

In Anbetracht der ergriffenen zusätzlichen Maßnahmen ist die Wahrscheinlichkeit des Eintretens eines Szenarios mit einem Diesellachenbrand am Sicherheitsbunker ein zwar mögliches, aber extrem unwahrscheinliches Ereignis (weniger als 1 mal alle 100.000 Jahre).

Nach Abschluss der Maßnahmen zur Tiefenabwehr und der Ermittlung mehrerer Ansatzpunkte zur Begrenzung der Risiken sind sie alle akzeptabel hinsichtlich der zu schützenden Interessen.

Risiken durch Flüssigkeiten

Im Hinblick auf die Risiken durch Flüssigkeiten wird die Einschließung der freigesetzten Flüssigkeiten durch die Einrichtung geeigneter Vorrichtungen gewährleistet, um so die versehentliche Freisetzung von Gefahrstoffen oder schwach radioaktiver Stoffe in die Umwelt zu verhindern. Die Szenarien, bei denen Flüssigkeiten freigesetzt werden, haben somit keine Auswirkungen auf die Umwelt.

Die konventionellen Risiken des Kraftwerks von Blayais für die zu schützenden Interessen sind somit begrenzt.

4.3. Begrenzung der Alterung und Obsoleszenz

Der Ansatz zur Begrenzung der Alterung und zum Umgang mit Obsoleszenz beruht bei den von EDF betriebenen Kraftwerken auf:

- Der Begrenzung der Alterung der Systeme, Strukturen und Komponenten,
- Der Wartung,
- Dem Umgang mit der Obsoleszenz der Gerätschaften und Ersatzteile.

Die wichtigsten Maßnahmen, die vom Betreiber in diesem Bereich ergriffen oder vorgeschlagen werden, betreffen zwei Ziele:

- Nachweisen, dass die nicht ersetzbaren Gerätschaften in der Lage sind, ihre Funktion auch nach 40 Jahren zu erfüllen:
  - In Bezug auf das Becken der Reaktoren von Blayais,
    - wird die Druckprüfung im Rahmen der zehnjährlichen Sicherheitsüberprüfung zur umfassenden Neueinstufung des Hauptprimärkreises (CPP – Circuit primaire principal) durchgeführt;
    - werden zusammenfassende Unterlagen erstellt, um die Aufrechterhaltung des Betriebs gemäß eines konservativen deterministischen Ansatzes (Neutronentechnik, Werkstoffe, Mechanik...) nachzuweisen; Sie behandeln einerseits die theoretische Untersuchung der umfangreichsten hypothetischen und nicht erfassbaren allgemeinen Störung (für alle Becken der 900 MWe-Kraftwerke) und beckenspezifische Untersuchungen für jedes einzelne Becken anhand der Befunde der Prüfungen, die im Rahmen der 4. zehnjährlichen Sicherheitsüberprüfung (VD4 – 4e visite décennale) durchgeführt wurden;
    - Die Einführung von Hafnium, einer neutronenabsorbierenden Substanz, in die Brennelementbündel der Reaktoren von Blayais gegenüber von den am stärksten durch Neutronen bestrahlten Beckenbereichen verringert die Neutronenfluenz (in die Betriebsdauer des Reaktors integrierter Neutronenfluss) im Becken.
  - Der mechanische Leistungszustand der Reaktorschutzhüllen wird kontinuierlich mittels Abhorchvorrichtungen überwacht (z. B. Verformungsmessungen) und die Schutzhülle bei jeder zehnjährlichen Sicherheitsüberprüfung einer Druckprüfung unterzogen.
- Nachweisen, dass die ersetzbaren Gerätschaften in der Lage sind, ihre Funktion auch nach 40 Jahren zu erfüllen, oder sie entweder ersetzen oder aufbereiten.

Für Komponenten, deren Leistung wahrscheinlich aufgrund ihrer Alterung abnimmt und deren Ausfall Auswirkungen auf die nukleare Sicherheit haben kann, erfolgt eine Überwachung, die dokumentiert und regelmäßig aktualisiert wird: Alterungsanalyse für jede einzelne Vorrichtung und zusammenfassende Unterlagen über die Eignung zur Fortsetzung des Betriebs für jeden Reaktor. Diesbezüglich werden im Rahmen der VD4 der Reaktoren von Blayais Inspektionen sowie Prüfungen und Wartungsmaßnahmen an den folgenden Systemen, Strukturen und Komponenten vorgenommen: Bauwerksstrukturen, Leitstand, für nukleare Umfelder zugelassene Kabel, Kabeldurchführungen, mechanische und elektromechanische Vorrichtungen, elektrische Anlagen und Instrumentenausrüstung.

4.4. Nukleare Sicherheit, Reaktor während der endgültigen Stilllegung

Für jede Rückbauphase sind Kernsicherheits-Bezugsunterlagen für die Durchführung der phasenspezifischen Maßnahmen vorhanden.

Solange Brennelemente in der Anlage vorhanden sind, gelten bestimmte nukleare Sicherheitsziele, die in den Kernsicherheits-Bezugsunterlagen für den Betrieb der Anlage beschrieben sind, insbesondere bezüglich des Reaktorbeckens im Brennelementlager:

- Die Überwachung der Reaktivität der verbrauchten Brennelementbündel wird durch Lagergestelle gewährleistet, die die Unterkritikalität der Brennelemente anhand von Einlagen aus neutronenabsorbierenden Substanzen und Borwasser sicherstellen.
- Wenn die Kühlung der Reaktorbecken unterbrochen ist, wird die Ableitung der Restleistung der Brennelemente aufgrund der sehr geringen Restwärmeleistung der Brennelemente und der großen Wassermenge in den Reaktorbecken kurzfristig nicht beeinträchtigt. Obwohl die Wiederherstellung der Kühlung das Hauptziel ist, könnte die Restwärme auch dadurch abgeleitet werden, dass man das Wasser kochen lässt und die Reaktorbecken mit Frischwasser versorgt. Das Einleiten von Frischwasser in das Reaktorbecken kann über verschiedene Systeme des Kraftwerks erfolgen, unter Anderem durch neue Maßnahmen, die nach dem Unfall in Fukushima Daiichi eingeführt und anschließend in die Kernsicherheits-Bezugsunterlagen der 4. periodischen Sicherheitsüberprüfung aufgenommen wurden.

Nach der Beseitigung der Brennelemente beruht die nukleare Sicherheit auf der Begrenzung der Risiken einer Ausbreitung gefährlicher Stoffe und Substanzen (Feststoffe, Flüssigkeiten oder Gase) und der Exposition durch gefährliche Ereignisse (Giftexposition aufgrund der Ausbreitung durch Flüssigkeiten bzw. Luft, Wärmeentwicklung, Überdruck, Ausschleudern von Projektilen, schwache Strahlenexposition).

Die Wahl sollte auf die technischen Möglichkeiten fallen, die das Prinzip der Tiefenabwehr anwenden und jede umfangreiche Ausbreitung radioaktiver Stoffe außerhalb des Standorts verhindern und die Exposition der Bevölkerung begrenzen. Sie werden in der Studie zur Begrenzung der Risiken aufgeführt, die mit den von Art. R. 593-67 des französischen Umweltgesetzbuchs geforderten Rückbauunterlagen vorzulegen sind.



5. BEWERTUNG DER AUSWIRKUNGEN DES BETRIEBS AUF DIE UMWELT

Kernkraftwerk von Blayais, Département Gironde
Copyright Robin Paul – Parker Wayne Philips (PWP)

5.1. Vorgehensweise

Abschnitt 5 beschreibt die Bewertung der Auswirkungen des Betriebs des Kraftwerks von Blayais auf die Umwelt im aktuellen Zustand und für die kommenden 10 Jahre.
Die ersten Unterabschnitte beschreiben die folgenden Punkte:

- Die Methoden, die für die Bewertung der Auswirkungen auf die Umwelt gewählt wurden (§ 5.2);
- Die Unsicherheiten im Zusammenhang mit der Bewertung der Auswirkungen (§ 5.3);
- Die für die Bewertung verwendeten Daten (§ 5.4);
- Der aktuelle Zustand der Umwelt (§ 5.5).

Der Unterabschnitt 5.6 beschreibt die Wechselbeziehungen des Betriebs des Kraftwerks von Blayais mit der Umwelt zum aktuellen Zeitpunkt und für die kommenden 10 Jahre.

Der Unterabschnitt 5.7 beschreibt die Auswirkungen des Betriebs des Kraftwerks von Blayais auf die Umwelt zum aktuellen Zeitpunkt und für die kommenden 10 Jahre. Die Auswirkungen der endgültigen Stilllegung des Kraftwerks sind in Abschnitt 5.7.10 dargelegt.

5.2. Methode zur Bewertung der Auswirkungen

Die Methoden zur Bewertung der Auswirkungen werden nach Bereichen beschrieben und sollen die Folgen des Betriebs des Kraftwerks von Blayais auf die Gesundheit und Umwelt bewerten sowie nachweisen, dass sie akzeptabel sind.

Luft und Klimafaktoren

Die Analyse der Auswirkungen des Betriebs des Kraftwerks von Blayais auf das Klima stützen sich auf die Analyse des Lebenszyklus (ACV – Analyse du cycle de vie) des kWh der Kernenergie für den derzeitig von EDF betriebenen Kraftwerkspark. Sie wurde von EDF gemäß einer Standardmethode durchgeführt und von einer unabhängigen Sachverständigenkommission geprüft. Sie beruht auf der Inventur der Stoff- und Energieflüsse während der verschiedenen Phasen des Produktlebenszyklus, vom Abbau der Rohstoffe bis zum Abfallmanagement.
Die Analyse der Auswirkungen auf die Luftqualität stützt sich auf einen Vergleich der Konzentration der freigesetzten Stoffe mit den im französischen Umweltgesetzbuch festgelegten Luftqualitätsnormen (R. 221-1).

Oberflächengewässer

Die Bewertung der Auswirkungen der Freisetzung von flüssigen chemischen Schadstoffen auf die Qualität der Oberflächengewässer beruht auf:

- Einer rückblickenden Analyse der Auswirkungen vergangener und aktueller Freisetzungen von flüssigen Chemikalien mittels Daten aus der chemischen und gewässerökologischen Überwachung, die oberhalb und unterhalb des Standorts durchgeführt wird;
- Einer quantitativen Bewertung der Auswirkungen der Freisetzung flüssiger Chemikalien für jeden einzelnen Stoff auf der Grundlage des Vergleichs der berechneten Konzentrationen in der Umwelt mit Referenzwerten (Grenzwerte, Leitwerte, ökotoxikologische Daten...).

Böden und Grundwasser

Die Bewertung der Auswirkungen auf die Böden und das Grundwasser beruht auf:

- Der Durchführung einer Bestandsaufnahme der Böden und des Grundwassers des Kraftwerks auf der Grundlage einer Analyse der historischen Daten und der Ergebnisse der Pegelüberwachung des Standorts, vervollständigt durch Messkampagnen;
- Dem Vergleich mit Referenzdaten für die Böden: Daten über die Qualität der umliegenden Böden (außerhalb der Bereiche, die potentiell durch die Anlage beeinflusst werden), Daten aus speziellen Studien oder nationalen Programmen;
- Dem Vergleich mit Wasserqualitätsgrenzwerten für das Grundwasser (Verordnung vom 11. Januar 2007 über Grenzwerte und Referenzen zur Qualität von Rohwasser und Wasser für den menschlichen Verzehr, Verordnung vom 17. Dezember 2008 zur Festlegung der Kriterien für die Bewertung und die Modalitäten für die Bestimmung des Zustand des Grundwassers, OMS-Leitlinien über die Qualität des Trinkwassers von 2017 und Richtlinie 2013/59/EURATOM vom 5. Dezember 2013, die die Grundnormen über den Gesundheitsschutz gegen Risiken aufgrund der Exposition durch ionisierende Strahlungen festlegen).

Radioökologie

Die Bewertung der Auswirkungen der Freisetzung von flüssigen und atmosphärischen radioaktiven Schadstoffen auf die Umwelt beruht auf:

- Einer rückblickenden Analyse der Auswirkungen der bis zum heutigen Datum ausgestoßenen Schadstoffe unter Berücksichtigung der Ergebnisse des ursprünglichen Referenzzustands, der zehnjährlichen Bestandsaufnahmen und der jährlichen Überwachung;
- Einer prospektiven Analyse, die mit dem europäischen ERICA-Tool (Environmental Risks from Ionising Contaminants : Assessment and management) zur Bewertung der radiologischen Risiken für Ökosysteme an Land und im Wasser aufgrund der Freisetzung von radioaktiven Schadstoffen am Standort von Blayais, unter

Berücksichtigung der zulässigen Schadstoffgrenzwerte.

Das Prinzip dieser Bewertung beruht auf einem Vergleich der durch radioaktive Schadstoffe verursachten Dosisrate mit einem auswirkungsfreien Dosisratenwert für jeden einzelnen Referenzorganismus. Dieser Vergleich führt zur Berechnung eines Risiko-Index. Liegt der Risiko-Index unter 1 kann daraus geschlossen werden, dass das Risiko vernachlässigbar ist.

Artenvielfalt

Die Analyse der Auswirkungen des Betriebs des Kraftwerks von Blayais auf die biologische Vielfalt beruht auf:

- Der Untersuchung der Naturgebiete, Lebensräume, Fauna, Flora und ökologischen Funktionen im Bereich der Untersuchungsfläche (Literaturstudien und Untersuchungen vor Ort);
- Der Analyse der Folgen der einzelnen Wechselwirkungen zwischen dem Kraftwerk von Blayais und den Naturgebieten, der Fauna, Flora und den ökologischen Funktionen.

Bevölkerung und deren Gesundheit

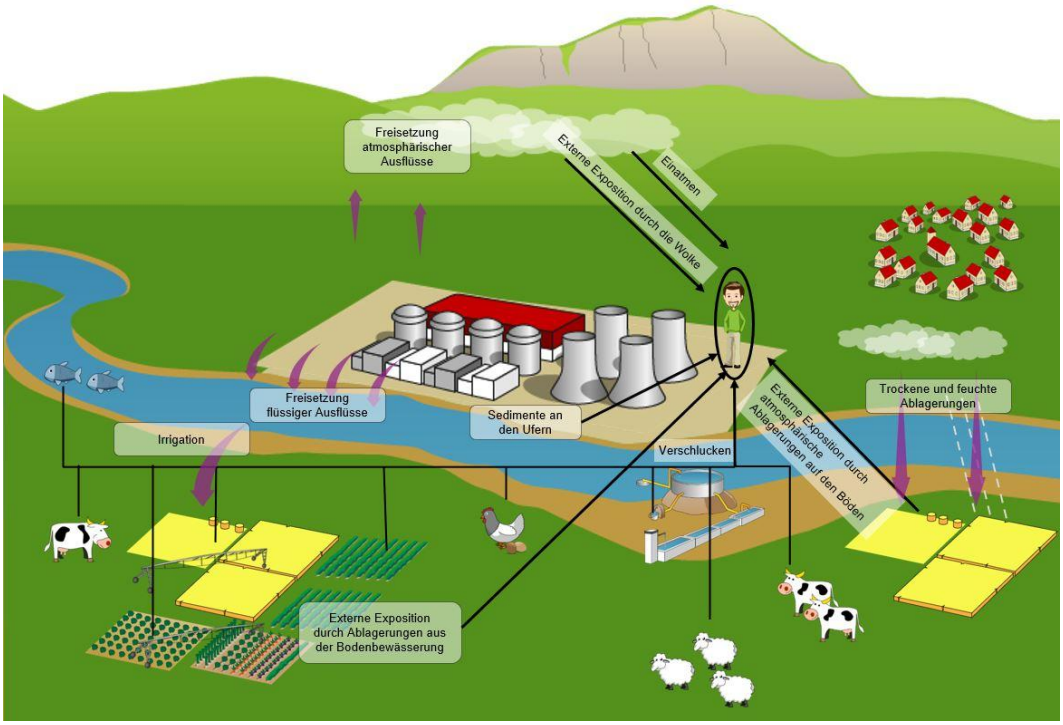
Die dosisbedingten Auswirkungen der Freisetzung radioaktiver Schadstoffe berücksichtigen die interne und externe Exposition durch Freisetzung flüssiger radioaktiver Schadstoffe und durch die Atmosphäre.
Folgende Expositionswege werden berücksichtigt (siehe nachfolgende Abbildung):

- Externe Exposition durch radioaktive atmosphärische Schadstoffe, radioaktive atmosphärische Ablagerungen am Boden, Ablagerungen durch Bodenbewässerung, Ufersedimente;
- Interne Exposition durch Einatmen, Verzehr von Nahrungsmitteln.

Zur Bewertung der dosisbedingten Auswirkungen auf die Bevölkerung durch freigesetzte radioaktive Schadstoffe aus dem Kernkraftwerksbetrieb verfügt EDF über ein Tool, das vom Institut für Strahlenschutz und nukleare Sicherheit (IRNS – Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire) (der heutigen Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection – ASNR) entwickelt wurde.

Die Bewertung umfasst die folgenden Schritte:

- Beschreibung der freigesetzten radioaktiven Schadstoffe;
- Beschreibung der Umwelt im Bereich des Kraftwerks;
- Bewertung der Übertragung der Radionuklide, die in den verschiedenen Umweltstufen bis zum Menschen freigesetzt werden: in der Luft, im Wasserlaufsystem, in der Landwirtschaft (Pflanzen, Tiere, Böden);
- Bewertung der Exposition der benachbarten Bevölkerung;
- Vorlage der Ergebnisse, einschließlich der Vergleiche der von der Referenzperson empfangenen Gesamtwirkdosis mit dem vorgeschriebenen Grenzwert von 1 mSv/Jahr.



Wege der Exposition durch freigesetzte radioaktive Schadstoffe ©EDF

Zur **Bewertung der sanitären Risiken** durch freigesetzte flüssige Chemikalien wird eine an den Methodenleitfaden „Évaluation de l'état des milieux et des risques sanitaires" (Bewertung des Zustands der Umwelt und der Gesundheitsrisiken) des nationalen Instituts für Umwelt und Risiken (Institut national de l'environnement et des risques – INERIS) angelehnte Methode angewandt. Die Bewertung erfolgt in zwei Schritten:

- Die Auslegung des Zustands der Umwelt (IEM – Interprétation de l'état des milieux) auf der Grundlage besonderer Überwachungs- und Messdaten;
- Die prospektive Bewertung der Gesundheitsrisiken (EPRS – Évaluation prospective des risques sanitaires) auf der Grundlage der Modellierung der Schadstofffreisetzungen, die dem Standort von Blayais zuzuordnen sind. Die EPRS besteht aus fünf Schritten:
  - Aufstellung der freigesetzten Stoffe,
  - Bestandsaufnahme der Problematik und der Expositionswege,
  - Ermittlung der Gefahren, Bewertung des Verhältnisses zwischen Dosis und Ergebnis sowie Ermittlung der Indikatoren der Gesundheitsrisiken,
  - Bewertung der Exposition der Bevölkerung,
  - Beschreibung der Risiken.

Aufgrund der geringen Mengen der in die Atmosphäre gelangenden chemischen Schadstoffe, ihrer geringen Dauer, ihres seltenen Auftretens oder dem Fehlen toxikologischer Referenzwerte (VTR – Valeur toxicologique de référence) werden die Gesundheitsrisiken durch freigesetzte Chemikalien in der Atmosphäre qualitativ bewertet.

Die Bewertung der **Lärmbelastung** durch das Kraftwerk von Blayais beruht auf wiederholten Akustikmessungen in der Umwelt im Bereich der Zonen mit reglementiertem Aufkommen und im Grenzbereich des Standorts. Die Methode dieser Messkampagnen entstammt der Norm NF S 31-010 bezüglich der Beschreibung und Messung von Umweltgeräuschen.

- ***Menschliche Aktivitäten***

Die Bewertung der Auswirkungen auf menschliche Aktivitäten erfolgt im Zusammenhang mit den Umweltsachverhalten:

- Auf der Grundlage öffentlicher und bestätigter Daten (z. B. Daten zum Straßenverkehr, zur Bodennutzung, zur Wassernutzung);
- Auf der Grundlage von Bewertungen der Auswirkungen der vom Kraftwerk freigesetzten Schadstoffe auf die Gesundheit.

- ***Abfallmanagement***

Die Auswirkungen der erzeugten Abfälle beruht hauptsächlich auf der Analyse der Maßnahmen, die hinsichtlich der Abfallzonenbestimmung, Beschreibung, Sortierung, Aufbereitung, Verpackung und Überwachung implementiert wurden, sowie auf der Analyse der Erfahrungswerte des Kraftwerks.

Die Berechnung der erzeugten Abfallmengen und die Schätzung der voraussichtlich in den kommenden Jahren zu erzeugenden Abfallmengen beruhen auf Daten aus den vom Kraftwerk erstellten Jahresbilanzen des Abfallmanagements. Diese Bilanzen liefern quantitative und qualitative Daten zu den vom Kraftwerk erzeugten Abfällen, einschließlich der Sektoren, an die die Abfälle weitergeleitet wurden.

5.3. Unsicherheiten im Zusammenhang mit der Bewertung der Auswirkungen

Die im obigen Absatz beschriebenen Methoden zur Bewertung der Auswirkungen entsprechen dem aktuellen Stand der Technik und wurden auf der Grundlage der verfügbaren wissenschaftlichen Ergebnisse erstellt.
Die Fortschritte der Wissenschaft werden schrittweise in die Überwachung der Umwelt und die Entwicklung von Hypothesen und Berechnungs-Tools integriert.

In die Bewertungen der Auswirkungen werden konservative Ansätze aufgenommen. Als wichtigster konservativer Ansatz gilt die Betrachtung der Wechselbeziehungen mit der Umwelt im angemessenen Vergleich mit den tatsächlich beobachteten Wechselwirkungen. Weitere konservative Ansätze werden in die diversen Bewertungen aufgenommen, insbesondere in die Expositionsszenarien. So wird beispielsweise beobachtet, dass die benachbarten Bevölkerungsgruppen nur Trinkwasser aus der nächstgelegenen Quelle verbrauchen, ohne Berücksichtigung der Schadstoffzersetzung.

5.4. Für die Bewertung verwendete Daten

Für die Bewertung der Auswirkungen des Betriebs des Kraftwerks von Blayais werden die folgenden Daten herangezogen:

- Daten zu den Wechselbeziehungen zwischen Kraftwerk und Umwelt, die in Absatz 5.6 dargelegt werden;
- Daten zum aktuellen Zustand der Umwelt, die hauptsächlich aus Umweltstudien des Kraftwerks von Blayais stammen. Diese Daten werden im Absatz 5.5 beschrieben und betreffen:
  - Die Luftqualität;
  - Die Wetterkunde;
  - Die Qualität der Oberflächengewässer;
  - Den Zustand der Böden und Grundwasser;
  - Den radiologischen Zustand der Umwelt;

- Die Artenvielfalt;
- Die Bevölkerung und menschlichen Tätigkeiten.

Das Kraftwerk von Blayais veröffentlicht regelmäßig Daten über die Überwachung seiner Schadstoffe und der Umwelt:

- Die Ergebnisse der Überwachung der Umwelt im Umkreis des Kraftwerks werden an das nationale Netz für die Strahlenmessung in der Umwelt weitergeleitet, das unter der Schirmherrschaft der ASNR entwickelt wurde. Die Daten stehen auf der Webseite des nationalen Netzes für die Strahlenmessung zur Verfügung (https://www.mesure-radioactivite.fr/).
- Das Kraftwerk veröffentlicht jeden Monat auf seiner Webseite die Daten über die Überwachung der Schadstoffe und der Umwelt.
- Außerdem wird auf der Webseite ein Jahresbericht über die Überwachung der Umwelt bereitgestellt.

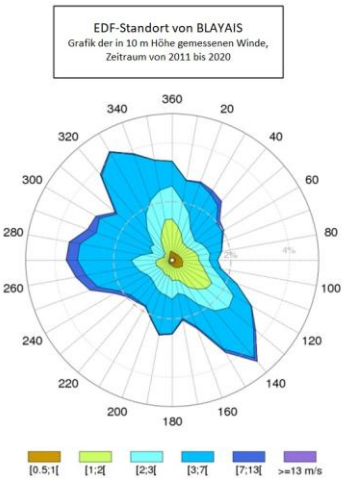
Weitere Informationen stehen im Leitfaden „Kernkraftwerke und Umwelt“ zur Verfügung, der die Wechselwirkungen zwischen den Kernkraftwerken und der Umwelt sowie die dazugehörigen Überwachungsmodalitäten vorstellt.

5.5. Aktueller Zustand Umwelt

5.5.1. Luft und Klimafaktoren

Klima

Die Region im Bereich des Standorts von Blayais liegt im Einflussbereich eines ozeanischen Klimas mit möglichen Frostperioden während des gesamten Winters, wobei sich diese jedoch auf maximal neun pro Monat beschränken. Im Sommer verzeichnet Blayais nicht mehr als insgesamt sieben Hitzetage im Monat.
Im Zeitraum 2011 bis 2020 lag die Jahresdurchschnittstemperatur in Blayais bei ca. 13,6 °C, mit Mindest- bzw. Höchstwerten zwischen -10,1 °C (im Februar) und +39,6 °C (im Juli). Es regnet im Durchschnitt an 181 Tagen im Jahr. Die vorherrschenden Winde wehen aus dem Westen, Nordnordwesten und Südosten.



Grafik der in 10 m Höhe gemessenen Winde, Wetterstation des Standorts von Blayais, Zeitraum von 2011 bis 2020

Luftqualität

Die Qualität der Luft im Bereich des Standorts von Blayais gilt generell als durchschnittlich, hauptsächlich aufgrund des Ozonaufkommens im Sommer und der Rußpartikel im Winter, die durch private Heizungssysteme erzeugt werden. Die Luftqualitätsnormen werden eingehalten.

5.5.2.Oberflächengewässer

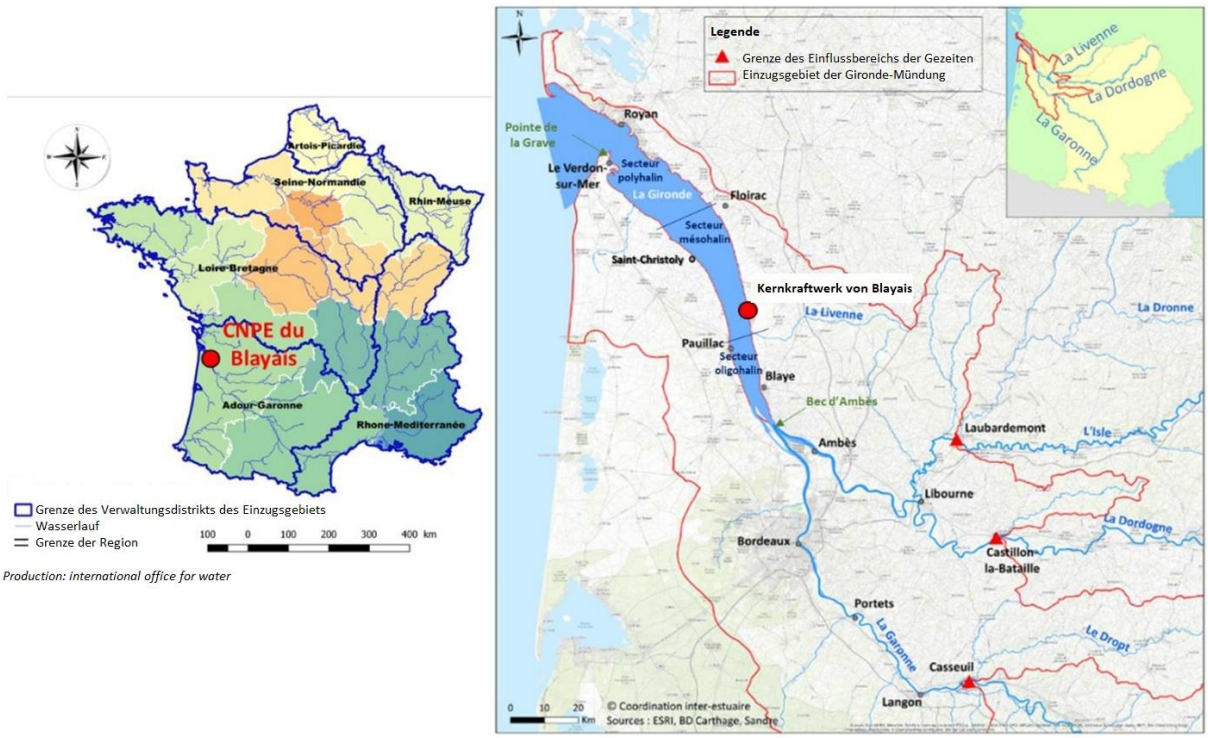
Hydrologie

Das Kraftwerk von Blayais liegt in der Gemeinde von Braud-et-Saint-Louis (Département Gironde) am rechten Ufer der Gironde-Mündung, ca. 47 km nordwestlich von Bordeaux. Die Anlagen liegen am Ufer der größten Flussmündung Frankreichs und Westeuropas, die vom Zusammenfluss der Garonne und der Dordogne gebildet wird. Auf Höhe des Kraftwerks beträgt die Breite der Mündung etwa 4,5 km.

Der Wasserhaushalt der Gironde wird vom Zusammenfluss der Wasser der Garonne und der Dordogne bestimmt. Der allgemeine Wasserhaushalt der Gironde, der aus der Durchmischung der Wasser von Garonne und Dordogne entsteht, zeichnet sich im Süßwasserbereich der Mündung durch starke Hochwasser im Winter und nach der Schneeschmelze in den Pyrenäen manchmal auch im Frühling aus. Diese Frühjahrshochwasser tragen einen Teil der Schlammablagerungen[9] ab. Meistens folgt darauf eine Niedrigwasserperiode im Sommer.

Das Kraftwerk von Blayais liegt im Oberlauf der eigentlichen Mündung im mesosalinen Bereich (Salzhaltigkeit zwischen 5 und 18 ‰). Das Kühlwasser für die Verflüssiger wird aus der Fahrrinne von Saintonge ca. 380 m vom Ufer der Gironde entnommen. Der Süßwasserbedarf des Kraftwerks für die Wasserversorgung der Entsalzungsanlage, das Brauchwasser und das Löschwasser wird durch die Entnahmepunkte in der Isle gedeckt. Die Freisetzung erfolgt in der Mündung mittels zweier Unterwassertunnel mit einer Länge von etwa 2.000 m.

Für den Zeitraum 1995 bis 2019 betragen die jahresübergreifenden Durchflussmengen der Garonne und der Dordogne jeweils 532 m³/s und 307 m³/s. Die durchschnittliche Wassermenge der beiden Zuflüsse erreicht somit 839 m³/s. Von Dezember bis Mai ist die Durchflussmenge höher. Niedrigwasserstände sind im Sommer stärker, insbesondere von Juli bis Oktober.



Einzugsgebiet der Gironde (© OiEau und OFB-Fachleute)

[9] Schlammablagerungen sind in Mündungen häufig und in der Gironde besonders ausgeprägt. In diesem Bereich ist die Wassertrübung durch Schwebstoffe oder MES aufgrund der von den Flüssen mitgerissenen schwebenden Sedimente hoch. Die Ablagerungen bilden sich in dem Bereich, in dem das Süßwasser auf salzhaltiges Meerwasser trifft. Dieser Bereich kann mehrere Dutzend Kilometer lang sein und MES-Konzentrationen von über 1 g/l aufweisen.

Wärmehaushalt

Die Analyse des Wärmehaushalts der Gironde im Umfeld des Kraftwerks von Blayais für den Zeitraum 1993 bis 2020 zeigt deutliche jahreszeitlich bedingte Temperaturschwankungen. Im Sommer liegt die Durchschnittstemperatur bei ca. 24 °C und bei etwa 8 °C im Winter. Im Sommer (von Juni bis September) liegt die Temperatur der Gironde während 15 % der Zeit über 25 °C. Von Juni bis September liegt sie 2 % der Zeit über 27 °C. Die gemessene maximale Tagestemperatur betrug 28,6 °C.

Die Untersuchung der seit den 1993 Jahren beobachteten jahresübergreifenden Schwankungen zeigt eine steigende Tendenz. Während der letzten dreißig Jahre lag die festgestellte durchschnittliche Entwicklung bei ca. + 0,6 °C pro Jahrzehnt, wobei der Temperaturanstieg im Sommer stärker ist.

Physikalisch-chemische und biologische Qualität

Im Kraftwerk von Blayais erfolgen Wasserentnahme und flüssige Freisetzungen in der Oberflächen-Wassermasse „FRFT09“ mit der Bezeichnung „Gironde-Mündung flussabwärts“. Diese Wassermasse bildet die größte Mündung Frankreichs und Westeuropas und entsteht durch den Zusammenfluss zweier Flüsse, der Garonne und der Dordogne.

Nach der vom Ausschuss „Bassin Adour-Garonne“ 2019 freigegebenen Bestandsaufnahme weist die Oberflächenwassermasse „Gironde-Mündung flussabwärts“ flussabwärts des Kraftwerks einen mittelmäßigen **ökologischen Zustand** (Ichthyofauna[10]) und einen schlechten **chemischen Zustand** (Kadmium[11]) mit oder ohne **Ubiquisten** auf. Die Oberflächen-Wassermasse „FRFT31“ mit der Bezeichnung „Flussmündung der Isle“ flussaufwärts des Kraftwerks weist einen guten ökologischen Zustand auf. Der chemische Zustand ist nicht eingestuft.

Die Befunde der chemischen und gewässerökologischen Überwachung in unmittelbarer Nähe des Kraftwerks von Blayais während des Zeitraums 2011-2020 ergeben eine zufriedenstellende Qualität der Gewässer hinsichtlich der physikalisch-chemischen Parameter. Die biologischen Kennzahlen zeigen allgemein deutliche zeitliche Schwankungen, deren Ursachen vielfältig sind. Im Bereich des Einzugsgebiets Garonne/Dordogne und im Studiengebiet weist die hydroökologische Überwachung im Zeitraum 2011-2020 keine Tendenz bezüglich der Vorkommen der Grundel oder des Adlerfischs aus. Bei der Finte wird eine sinkende Tendenz der Vorkommen festgestellt. Die Maifisch- und Aalvorkommen habe sich während dieses Zeitraums stark verringert.

Der ökologische Zustand einer Oberflächengewässermasse im Sinne der Rahmenrichtlinie Wasser (DCE – Directive cadre sur l'eau) wird aus den folgenden gesammelten Kriterien ermittelt: allgemeine physikalisch-chemische Elemente zur Unterstützung der Biologie, spezielle Schadstoffe, Elemente zur Hydromorphologie und Elemente aus der Biologie (biologische Kennzahlen für Makro-Wirbellose, Fische, Makrophyten und Diatomeen).

Der chemische Zustand einer Oberflächengewässermasse wird anhand der Konzentration bestimmter Schadstoffe (Chemikalien) in verschiedenen Matrixen (Wasser, Biota bzw. Sedimente) im Vergleich zu den Umweltqualitätsnormen (NQE – Normes de qualité environnementale) ermittelt.

Die **Ubiquisten** sind persistente, bioakkumulierbare und giftige Stoffe (PBT), die früher oft durch menschliche Aktivitäten in die Umwelt gelangten (Brandhemmer, Pflanzenschutzmittel...) und in den Gewässern weiterhin in Konzentrationen auftreten, die oft weit über den Werten der Umweltqualitätsnormen liegen. Daher beeinträchtigen sie regelmäßig den Zustand der Wassermassen und verdecken die Fortschritte, die anderweitig verzeichnet werden. Daher erlaubt die Richtlinie 2013/39/EU den Mitgliedstaaten, die Auswirkungen auf den chemischen Zustand der ubiquitären Stoffe getrennt darzulegen, um nicht die Verbesserung der Wasserqualität zu verbergen, die für die anderen Stoffe erreicht wurden.

[10] Fische.
[11] Stoff, der nicht vom Kraftwerk von Blayais freigesetzt wird.

Hydromorphologie und Feststoffverlagerungen

Vom geologischen Standpunkt aus ist die Gironde-Mündung ein teilweise vom Meer überschwemmtes Talsegment, das während der Eiszeiten entstanden ist. Der Boden der Mündung besteht aus Sedimenten aus aufeinander folgenden Schichten aus Flusskies, Sanden und Schlamm, deren Dicke zwischen 10 m im Oberlauf und 45 m an der Mündung beträgt.
Die angeschwemmten Sedimente entstammen hauptsächlich der Garonne und der Dordogne und werden vorrangig während der Hochwasser abgelagert. Die in die Mündung eingeleiteten Sedimente unterliegen den gegenteiligen Einflüssen der Gezeiten und der Flüsse. Sie bilden den sogenannten „Schlammstopfen“, eine ausgedehnte Sedimentablagerung, deren Lage sich je nach den Wasserhaushaltsbedingungen ändert. Im Winter können die Steigfluten den Abfluss in der Mündung stören und zur Ablagerung von „Sar“ führen, die aus Pflanzenresten und Schlamm bestehen und die Filtertrommeln des Kraftwerks von Blayais zusetzen.

5.5.3.Böden und Grundwasser

Geologie

Der Boden, auf dem das Kernkraftwerk von Blayais errichtet wurde, besteht aus Schwemmbodenschichten aus dem Quaternär, aus Kalkmergelschichten, Sanden und Lehmen aus dem Eozän und Kalkstein aus der oberen Kreidezeit. Die Gesamtstärke der Schwemmbodenschichten liegt zwischen 15 und 25 m.
Zur Errichtung des Kraftwerks wurde die Plattform durch Aufschüttungen in einer Stärke von etwa 2 m erstellt. Der vorhandene Schlamm wurde anhand zweier Trockenaushübe komplett durch Sand ersetzt. Dazu wurden Spundwände mit einer durchschnittlichen Gesamthöhe von 31 m errichtet (Verankerung in der Kalkmergelschicht aus dem Eozän). Anschließend wurden die tiefen Aushübe trockengelegt. Das Grundwasser wurde mittels Druckausgleichsbohrungen abgepumpt.

Hydrogeologie

Die Schalwände bilden eine Barriere gegen das Abfließen des Wassers. Die betreffenden Grundwasserläufe wurden in zwei Kategorien unterteilt (Grundwasser außerhalb der Schalwände und Grundwasser innerhalb der Schalwände).

Im Bereich des Kraftwerks von Blayais werden fünf grundwasserführende Schichten unterschieden:

- Die wasserführende Schicht der Aufschüttungen;
- Die wasserführende Schicht der Kiessande aus dem Quaternär;
- Die wasserführende oberste Schicht aus dem Eozän;
- Die wasserführende Sandschicht aus dem Eozän;
- Die wasserführende Sandschicht aus der oberen Kreidezeit.

Die unteren Grundwasserschichten sind weitgehend voneinander getrennt. Dennoch sind sie wahrscheinlich miteinander verbunden und der Austausch erfolgt sehr langsam über sehr lange Zeiträume hinweg. Sie werden von dem natürlichen Boden aus mehr oder weniger großer Entfernung vom Kraftwerk gespeist.
Die Grundwassermasse der Stufe 1 unter dem Kraftwerk entspricht der obersten wasserführenden Schicht. Nach der Bestandsaufnahme von 2019, die auf den Daten von 2012-2017 beruht und zur Erstellung des Leitfadens Wasserordnung und -haushalt (SDAGE – Schéma directeur d’aménagement et de gestion des eaux) Adour-Garonne (2022-2027) gedient hat:

- weist diese Wassermasse einen guten qualitativen Zustand (chemischer Zustand der Wassermasse, Nitratparameter, Pflanzenschutzmittelparameter) auf;
- weist diese Wassermasse einen guten quantitativen Zustand auf.

Die Wassermasse der Stufe 3 unter dem Kraftwerk ist diejenige, aus der das Kraftwerk Wasser entnimmt. Nach der Bestandsaufnahme von 2019, die auf den Daten von 2012-2017 beruht und zur Erstellung des SDAGE Adour-Garonne (2022-2027) gedient hat:

- wies diese Wassermasse einen guten qualitativen Zustand (chemischer Zustand der Wassermasse, Nitratparameter, Pflanzenschutzmittelparameter) auf;
- wies diese Wassermasse einen mittelmäßigen quantitativen Zustand auf.

Zustand der Böden

Vor dem Bau des Kraftwerks in den 1970er Jahren wurde keine Ausgangsbestandsaufnahme der umwelttechnischen Qualität der Böden vorgenommen. Die geochemischen Hintergrundwerte unter dem Kraftwerk wurden jedoch aus den nationalen Datenbanken ermittelt. Besonders für metallische Spurenelemente stellt das Netz zur Messung der Bodenqualität (RMQS – Réseau de mesures de la qualité des sols) lokale Hintergrundwerte zur Verfügung. Hinsichtlich der Radionuklide wird jedes Jahr eine radioökologische Überwachung der Umwelt durchgeführt, einschließlich Probenentnahmen aus den oberen Bodenschichten im Umfeld des Kraftwerks. Ohne Einfluss des Kraftwerks auf die Böden der Umgebung entsprechen die Ergebnisse dieser Überwachung dem lokalen radiologischen Rauschen.

5.5.4. Radioökologie

In der Nähe des Kraftwerks von Blayais wurde die Umwelt radiologischen Untersuchungen unterzogen, um einerseits die wichtigsten Radionuklide zu ermitteln, die in den verschiedenen Matrizen an Land und in den Gewässern vor dem Betrieb des Kraftwerks vorhanden waren, und andererseits langfristig zu bewerten, in welchem Maße die vom Standort freigesetzten Schadstoffe im Verhältnis zu den anderen ermittelten Quellen zur Einbringung der Radioaktivität in die Umwelt beitragen.

Ursprung der in der Umwelt vorhandenen Radioaktivität

Zur Auswertung der Radioaktivitätsmessungen sind die natürlich in der Umwelt erzeugten Radionuklide (kosmischen und tellurischen Ursprungs) von den künstlich bei Kernspaltungs- oder -aktivierungsreaktionen erzeugten (atmosphärische Nuklearversuche, Reaktorunfälle, Freisetzung radioaktiver Schadstoffe aus Industrie und Krankenhäusern) zu unterscheiden.

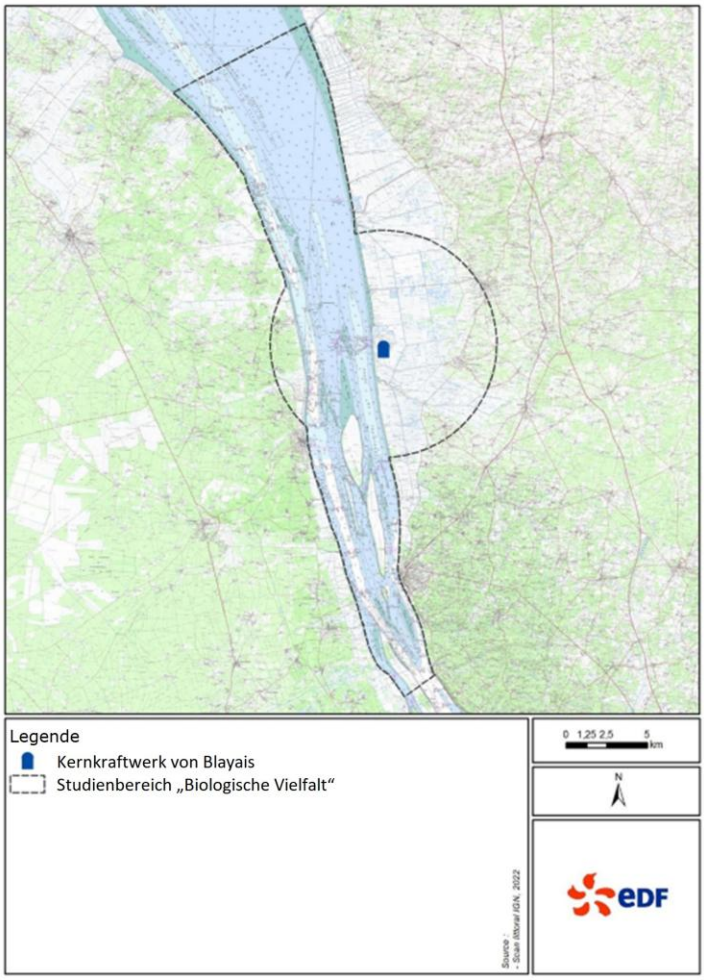
Radiologischer Zustand der Umwelt

Die Analyse der Ergebnisse der durch den Betreiber im Umfeld des Kraftwerks von Blayais im Zeitraum 2011-2020 durchgeführten radioökologischen Studien belegt, dass die radioaktive Komponente hauptsächlich natürlichen Ursprungs ist. Hinzu kommt ein vom Menschen verursachter Anteil aus atmosphärischen Niederschlägen als Folge von Kernkraftversuchen in der Atmosphäre, der Unfälle von Tschernobyl und, in geringerem Maße, von Fukushima-Daiichi, sowie der Freisetzungen genehmigter radioaktiver atmosphärischer und flüssiger Ausflüsse des Kraftwerks von Blayais und des flussaufwärts an der Garonne gelegenen Kraftwerks von Golfech.

5.5.5.Artenvielfalt

Die Analyse der ökologischen Sachverhalte im Umfeld des Kraftwerks von Blayais wurde wie folgt durchgeführt:

- Zuerst wurden die beachtenswerte Naturgebiete und ökologischen Funktionen in einem ellipsenförmigen Umkreis von 45 km Länge und 30 km Breite beschrieben, in dessen Mitte sich das Kraftwerk befindet;
- Anschließend wurde eine zweite Studie hinsichtlich der Auswirkungen auf ein beschränkteres Studiengebiet vorgenommen, das aus den sich überlagernden potentiellen Einflussbereichen der diversen Wechselbeziehungen des Kraftwerks von Blayais mit den Land- und Wasserlebensräumen besteht. Es entspricht einem Kreis mit einem Radius von 7 km für die Landlebensräume sowie einem Teil der Gironde-Mündung, das sich über etwa 20 km aufwärts und abwärts vom Standort über die Wasserlebensräume erstreckt.



Studiengebiet, das für die Analyse der Sachverhalte um das Kraftwerk von Blayais berücksichtigt wird

Beachtenswerte Naturgebiete

Folgende beachtenswerte Naturgebiete wurden im Studiengebiet um das Kraftwerk von Blayais erfasst:

- Acht Standorte „Natura 2000“;
- Fünfunddreißig Naturgebiete mit besonderer Bedeutung bezüglich der Umwelt, Fauna und Flora (ZNIEFF), darunter 26 vom Typ I und 9 vom Typ II;
- Ein Parc naturel marin (PNM);
- Ein Parc naturel regional (PNR);
- Eine Verordnung für den Schutz von Biotopen (APB – Arrêtés préfectoraux de protection de biotope);
- Zwei Standorte des Conservatoire des espaces naturels (CEN);
- Fünf Standorte des Conservation du littoral;
- Drei schützenswerte Naturgebiete (ENS – Espace naturel sensible);
- Ein Jagdsperrgebiet zum Schutz der Wildtiere (hauptsächlich Zugvögel) (RCFS – Réserve de chasse et de faune sauvage).

Die sogenannten **Naturgebiete mit besonderer Bedeutung bezüglich der Umwelt, Fauna und Flora (ZNIEFF – Zones naturelles d’intérêt écologique, faunistique et floristique)**, entsprechen Bereichen der Region, die aufgrund einer schützenswerten Artenvielfalt eine besondere Bedeutung für die Umwelt aufweisen. Sie sind ein Wissens-Tool hinsichtlich der Naturgebiete.

Natürliche Lebensräume

Im Studiengebiet um das Kraftwerk wurden 16 Biotope erfasst, die vier großen Komplexen angehören: vom Menschen veränderte und umgestaltete Siedlungsräume, Wasserlebensräume und Feuchtgebiete (stehende Gewässer, Teiche und Flüsse), offene Lebensräume (Trockenrasen, Wiesen) und Wälder. Auch wenn das Studiengebiet hauptsächlich aus landwirtschaftlich genutzten Flächen besteht, zeichnet es sich doch durch die Besonderheit und Schutzwürdigkeit bestimmter Biotope aus, insbesondere bei den sehr vielfältigen Wasserlebensräumen und Feuchtgebieten (Schilfröhrichte, Salzwiesen, Feuchtwiesen, stehende Gewässer, Wasserläufe und Feuchtwälder).

Pflanzenwelt

Im Studiengebiet gelten 203 Arten als beachtenswert, von denen 59 zu den geschützten Arten gehören. Neunundfünfzig als Invasiv betrachtete Arten wurden im Studiengebiet festgestellt (z. B. *Acer negundo* und *Baccaris halimifolia*).

Aufgrund der großen Vielfalt der vorhandenen Pflanzenarten im Studiengebiet gelten die florabezogenen Herausforderungen als hoch. Hier sind sehr viele bemerkenswerte Arten angesiedelt, insbesondere solche mit einem sehr schlechten Erhaltungszustand im Bereich der früheren Region Aquitaine.





Links: Acer negundo (© P. GOURDAIN, inpn.mnhn.fr), rechts: Baccharis halimifolia (© P. Rouveyrol, inpn.mnhn.fr).

Tierwelt

Die meisten der festgestellten Tierarten sind häufig vertreten und Teil der üblichen biologischen Vielfalt. Die Bestandsaufnahme hat jedoch eine sehr große Artenvielfalt nachgewiesen, die sich durch viele Arten auszeichnet, die als „bemerkenswert“ (geschützt oder schützenswert) eingestuft sind, jedoch auch einige invasive Arten umfasst:

- 75 Arten benthische Makrowirbellose;
- 283 Arten Landwirbellose, darunter 34 bemerkenswerte Arten;
- 46 Fischarten, darunter 16 bemerkenswerte und 3 invasive Arten (Katzenwels, Koboldkärpfling und gemeiner Sonnenbarsch);
- 12 Amphibienarten, die als bemerkenswert gelten, und 1 invasive Art (Ochsenfrosch);
- 8 Reptilienarten, von denen 7 als bemerkenswert gelten, und 1 invasive Art (Rotwangenschildkröte);
- 52 Säugetierarten, darunter 31 bemerkenswerte und 4 invasive Arten (Nutria, Bisamratte, europäischer Damhirsch und Waschbär);
- 243 Vogelarten, von denen 221 als bemerkenswert und 3 als invasiv gelten (Nilgans, Halsbandsittich und Pharaonenibis).

Diese Befunde zeigen, dass im Studiengebiet viele Arten leben, die aufgrund ihres geschützten und/oder schützenswerten Status als bemerkenswert gelten.

Ökologische Funktionen

Nach dem regionalen Flächennutzungsplan zur nachhaltigen Entwicklung und Gleichberechtigung der Gebiete (SRADDET – Schéma régional d'aménagement, de développement durable et d'égalite des territoires) der Region Nouvelle-Aquitaine, ist das wichtigste **Artenvielfalt-Reservoir** im Studiengebiet die Gironde-Mündung mit den dazugehörigen Sumpfgebieten von Blayais am rechten Ufer. Im Westen der Gironde liegt ein weiteres wichtiges großes Artenvielfalt-Reservoir am westlichen Rand des Studiengebiets: Der Forst von Médoc, der sich in westlicher Richtung bis zum See von Hourtin erstreckt. Außerdem wurden mehrere kleinere **grüne Korridore** erfasst, die quer zur Mündung verlaufen.

Artenvielfalt-Reservate sind Gebiete, in denen die Artenvielfalt am höchsten und vielfältigsten ist und in denen Arten ihren ganzen oder einen Teil Ihres Lebenszyklus verbringen. Sie schützen Populationsvorkommen, aus denen heraus sich einzelne Tiere und Pflanzen ausbreiten können, oder eignen sich für die Ansiedlung neuer Artenpopulationen.
Grüne Korridore gewährleisten die Verbindung zwischen den Artenvielfalt-Reservaten und bieten den Arten günstige Bedingungen für ihre Wanderungen und ihren Lebenszyklus.

Das Studiengebiet umfasst auch viele Bauwerke, die die Wanderungen bestimmter Arten behindern können (insbesondere Straßen) und dadurch die ökologische Permeabilität des Gebiets verringern.

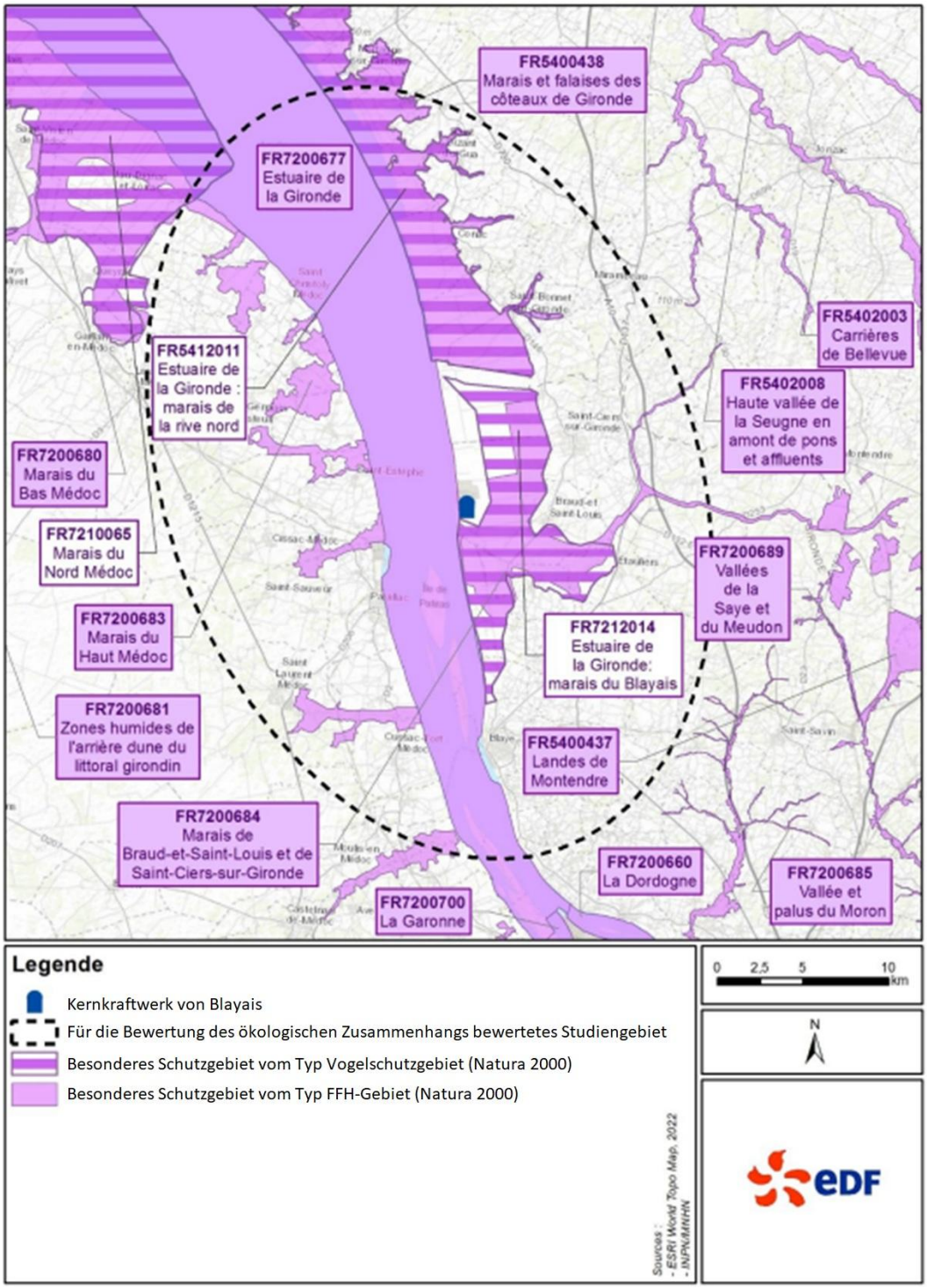
Natura 2000-Standorte

Im ellipsenförmigen Umkreis des ökologischen Netzwerks um das Kraftwerk von Blayais (45 km Länge und 30 km Breite) befinden sich acht **Natura 2000**-Standorte. Es handelt sich um die folgenden drei **besonderen Schutzgebiete vom Typ Europäisches Vogelschutzgebiet (ZPS – Zone de protection spéciale)** und fünf **besondere Schutzgebiete vom Typ FFH-Gebiet (ZSC – Zone spéciale de conservation)**:

- Das Schutzgebiet ZPS FR5412011 Mündung der Gironde : Sumpfgebiete am Nordufer;
- Das Schutzgebiet ZPS FR7212014 Mündung der Gironde: Sumpfgebiete des Blayais;
- Das Schutzgebiet ZSC FR5400438 Sumpfgebiete und Klippen der Hänge der Gironde;
- Das Schutzgebiet ZSC FR7200677 Mündung der Gironde;
- Das Schutzgebiet ZSC FR7200680 Sumpfgebiete des Haut Médoc;
- Das Schutzgebiet ZSC FR7200684 Sumpfgebiete von Braud-et-Saint-Louis und Saint-Ciers-sur-Gironde.

Natura 2000 ist ein europäisches Umweltschutznetzwerk aus naturnahen Standorten, die sich durch die Seltenheit oder Empfindlichkeit der Wildtier- oder Wildpflanzenarten und deren Lebensräumen auszeichnen.
Das Netzwerk besteht aus:

- Besonderen Schutzgebieten vom Typ Europäisches Vogelschutzgebiet (ZPS), die zum Schutz von Wildvogelarten eingerichtet wurden;
- Besonderen Schutzgebieten vom Typ FFH-Gebiet (ZSC) zum Schutz der naturnahen Gebiete und der schützenswerten Fauna und Flora.



Die im Umkreis des ökologischen Netzwerks um das Kraftwerk von Blayais erfassten „Natura 2000“-Gebiete

5.5.6. Bevölkerung und deren Gesundheit

Bevölkerung

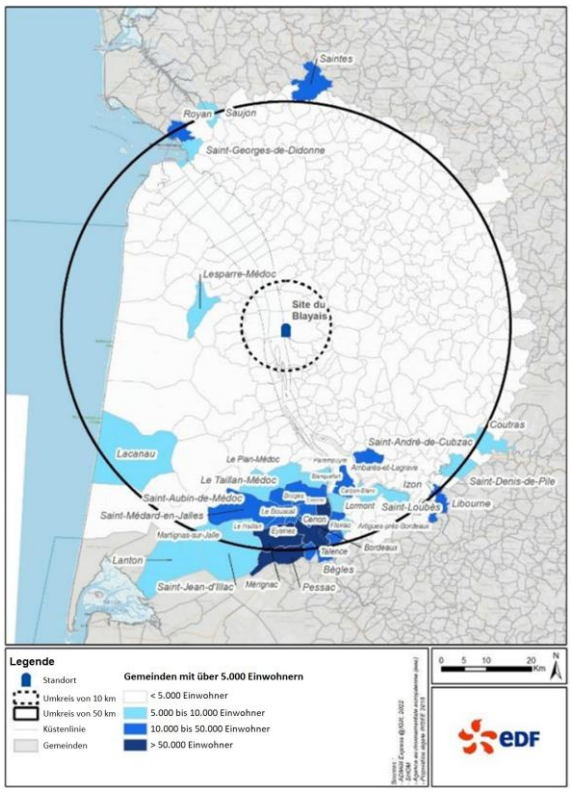
Die Erweiterung des Studienkreises auf 50 km soll die Verteilung der Bevölkerung im Umfeld des Kraftwerks von Blayais beschreiben, wohingegen der lokale Studienumkreis von 10 km der Ermittlung von bedeutsamen Bevölkerungsgruppen dient

In einem Umkreis von 50 km beträgt die durchschnittliche Bevölkerungsdichte 163 Einwohner/km², in einem Umkreis von 10 km jedoch 64 Einwohner/km². Somit ist die durchschnittliche Bevölkerungsdichte in einem Umkreis von 50 km um das Kraftwerk größer als der französische Durchschnittswert (119 Einwohner/km², Stand 2018 – mit Ausnahme der Überseegebiete), während sie in einem Umkreis von 10 km um das Kraftwerk unter diesem Wert liegt.

Die wichtigsten Gemeinden in einem Umkreis von 50 km sind: Bordeaux (257.068 Einwohner), Mérignac (70.813 Einwohner) und Pessac (64.374 Einwohner). Im Umkreis von 10 km um das Kraftwerk zählt keine einzige Gemeinde mehr als 5.000 Einwohner.

Die dem Kraftwerk am nächsten liegenden Einrichtungen für gefährdete Bevölkerungsgruppen sind ein Kindergarten und eine Grundschule sowie ein Altenheim, die sich in einer Entfernung von ca. 4 km vom Kraftwerk in der Gemeinde Braud-et-Saint-Louis befinden.

Die nächstgelegenen Wohnstätten liegen in einer Entfernung von weniger als einem Kilometer im Nordwesten des Standorts in der Gemeinde Braud-et-Saint-Louis.



Gemeinden mit über 5.000 Einwohnern in einem Umkreis von 50 km um das Kraftwerk von Blayais, Stand 2018

Lärm- und Lichtbelastung

2021 wurde am Kraftwerk von Blayais eine Akustikmesskampagne durchgeführt.
Die Lichtbelastung im Umkreis des Kraftwerks wird vor allem durch die Beleuchtung der benachbarten Industrieanlagen sowie die Straßenbeleuchtung der umliegenden Gemeinden verursacht.

5.5.7. Menschliche Aktivitäten

Flächennutzung

Im Umkreis von 10 km um das Kraftwerk von Blayais nimmt die Mündung etwa 26,5 % der Fläche des Studiengebiets in Anspruch. Die nachfolgend aufgeführten Flächen schließen die Mündung aus.

Im Umkreis von 10 km um das Kraftwerk von Blayais (unter Ausschluss der Mündung) werden die Flächen hauptsächlich für den Weinanbau genutzt (27 % des Studiengebiets). Die zweitwichtigste Nutzungsart sind Weideflächen (22 % des Studiengebiets) und die drittwichtigste ist unbewässertes Ackerland (20 % des Studiengebiets).

Insgesamt werden ca. 82 % der Flächen des Studiengebiets landwirtschaftlich genutzt. Feuchtgebiete entsprechen in etwa 8 % des Studiengebiets. Wälder und vom Menschen gestaltete Flächen bedecken zu gleichen Teilen ca. 5 % des Studiengebiets. Nur ein sehr geringer Anteil des Studiengebiets (weniger als 1 %) wird von Wasserflächen eingenommen.

Landschaft und Kulturerbe

Zehn Landschaftstypen dominieren in einem Umkreis von 10 km um den Standort von Blayais:

- Die Mündung und ihre Inseln verlaufen entlang der Schwemmlandterrassen des Médoc am linken Ufer und der Sumpfgebiete von Braud-et-Saint-Louis am rechten Ufer. Die Ufer bestehen aus Sumpfgebieten und wasserableitenden Kiesterrassen, die bestens für den Weinanbau geeignet sind.
- Der Médoc von Pauillac beansprucht 15 km des linken Ufers der Gironde-Mündung. Dieser Landschaftstyp besteht aus einem schmalen sumpfigen Uferstreifen und Hanglagen, die dem Weinbau gewidmet sind.
- Der Médoc von Saint-Christoly besteht hauptsächlich aus Weinbergen, die weite Flächen des meist flachen Reliefs bedecken.
- Das Sumpfgebiet von Braud-et-Saint-Louis zeichnet sich durch steile Kalkhänge aus, die nach Osten hin sanfter werden und sich vom Fluss zurückziehen, und den Sumpfgebieten viel Raum lassen.
- Die Weinberge des Charente-Teils der Gironde-Mündung sind die ersten Anzeichen der Hanglagen der Charente. Dieser Landschaftstyp umfasst Weinberge, Wälder und landwirtschaftlich genutzte Flächen;
- Die Ränder der Double Saintongeaise weisen vielfältige Landschaften auf, unter anderem den Forst der Double Saintongeaise, Waldränder, Hügel und eine vielseitige landwirtschaftliche Nutzung;
- Das Blayais besteht aus runden Hügelkuppen und weiten Weinbergflächen. Kleine bewaldete oder landwirtschaftlich genutzte Täler unterbrechen die einheitliche Landschaft.
- In ihrem oberen Bereich im Département Charente-Maritime entspricht die Gironde der Mündung der Gironde und deren Ufern.
- Die Sumpfgebiete der Gironde sind ein weites Feuchtgebiet aus trockengelegten und bestellten Sumpfstreifen, beweideten Salzwiesen, Jagdparzellen und Schilfröhrichten.
- Die Hanglagen der Gironde bestehen aus bestellten Terrassen, Weinbergen und keinen Dörfern.

Im Umkreis von 10 km um das Kraftwerk liegen mehrere historische Sehenswürdigkeiten. Die nächstgelegenen historischen Sehenswürdigkeiten sind:

- Die Kirche Saint-Estèphe in der Gemeine Saint-Estèphe, ca. 6 km westlich des Kraftwerks.
- Das Schloss Lafite-Rothschild in der Gemeine Paulliac, ca. 7 km südwestlich des Kraftwerks;
- Das Schloss von Beyzac in der Gemeine Vertheuil, ca. 9 km westlich des Kraftwerks;
- Die Kirche der Gemeine Saint-Palais, ca. 10 km nordöstlich des Kraftwerks.

Im Studienumkreis von 10 km um das Kraftwerk ist kein geschützter oder archäologischer Standort vorhanden.

Wassernutzung

Das in den im Umkreis von 10 km um das Kraftwerk von Blayais gelegenen Gemeinden entnommene Wasser dient drei Nutzungszwecken:

- Trinkwasser: der vom Kraftwerk aus am nächsten gelegene unterirdische Entnahmepunkt liegt ca. 6 km westlich des Kraftwerks in der Gemeinde Saint-Estèphe;
- Bewässerungswasser: der vom Kraftwerk aus am nächsten gelegene unterirdische Entnahmepunkt liegt ca. 1 km östlich des Kraftwerks in der Gemeinde Braud-et-Saint-Louis;
- Brauchwasser: der vom Kraftwerk aus am nächsten gelegene Entnahmepunkt liegt ca. 5 km westlich des Kraftwerks in der Gemeinde Saint-Estèphe;

Infrastrukturen und Kommunikationswege

Die wichtigsten Verkehrswege in einem Umkreis von 10 km um das Kraftwerk von Blayais sind:///

- Mehrere Kreisstraßen: die Kreisstraße RD137, die ca. 9 km östlich des Kraftwerks verläuft, und die Kreisstraße RD206, die etwa 8 km südwestlich liegt.
- Eine Eisenbahnstrecke, die Bordeaux mit der Gemeinde Le Verdon-sur-Mer verbindet. Sie führt unter

anderem über den Güterbahnhof von Pauillac, der ca. 6 km südwestlich des Kraftwerks liegt, und den Personenverkehrsbahnhof von Pauillac ca. 7 km südwestlich des Kraftwerks.

- Im lokalen Umkreis von 10 km um das Kraftwerk von Blayais sind im Studiengebiet keine beschiffbaren reinen Flusswasserstaßen vorhanden. In der Gironde-Mündung ist der Schiffsverkehr gemischt und besteht sowohl aus Flussschiffen als auch aus seegängigen Schiffen. Daher sind in der Mündung mehrere Yachthäfen vorhanden, unter anderem der von Pauillac, der etwa 7 km südwestlich des Kraftwerks liegt.

Industrieumfeld

In einem Umkreis von 10 km um den Standort von Blayais herum wurden acht umweltschutzkritische Anlagen (ICPE – Installations classées pour la protection de l'environnement) ermittelt (4 genehmigungspflichtige und 4 registrierungspflichtige), sowie eine, die der oberen **SEVESO**-Stufe entspricht. Dies ist das Unternehmen CIE COMMERCIALE MANUTENTION PÉTROLIÈRE, das ca. 5 km südwestlich vom Kraftwerk von Blayais eine ungekühlte Zwischenlager- und Lageranlage in der Gemeinde Pauillac betreibt.

Seit 2015 fordert die Seveso 3-Richtlinie 2012/18/EU vom 4. Juli 2012 von den Mitgliedstaaten der Europäischen Union die Kennzeichnung sogenannter „**SEVESO**-Industriestandorte" mit Gefahrenpotenzial für schwere Unfälle sowie die Einrichtung umfassender Vorbeugungsmaßnahmen zu ihrem Schutz.

Freizeitanlagen und -aktivitäten

Um das Kraftwerk von Blayais herum sind die Jagd und die Fischerei zugelassen. Unterseefischen ist in der Gironde-Mündung untersagt. Außerdem legt die permanente Vorschriftenverordnung (ARP – Arrêté règlementaire permanent) im Abstrom des Kraftwerks Angelsperrgebiete fest, von denen das nächstgelegene 50 m oberhalb der Schleuse von Duchatel liegt, etwa 6 km nördlich des Kraftwerks.
Im Umkreis von 10 km um das Kraftwerk ist kein einziger Badebereich vorhanden.
Die Region Nouvelle-Aquitaine hat viele Freizeitaktivitäten zu bieten, unter anderem viele Wassersportarten, Gebirgstourismus, Angeln, Urgeschichte, Wandern und Weinkunde. Der nächstgelegene Freizeitstandort ist der Zoo „Terre des Oiseaux" etwa 2 km nördlich vom Kraftwerk.

Sonstige Nutzungen

Da das vom Wasser geprägte Umfeld des Kraftwerks von Blayais eine Flussmündung ist, sind hier sowohl die Seefischerei als auch die Flussfischerei zugelassen.
Im Umkreis von 10 km um das Kraftwerk ist jedoch keine Aquakultur ansässig.

Energieverbrauch

Der jährliche Energieverbrauch des Standorts für 2021 betrug ca. 98 GWh, d. h. ungefähr 0,4 % des jährlich vom Kraftwerk von Blayais erzeugten Stroms. Die jährliche Stromerzeugung des Kraftwerks von Blayais hat 2021 seinen eigenen Energieverbrauch sowie etwa 64 % des Strombedarfs der Region Nouvelle-Aquitaine gedeckt.

5.6. Wechselbeziehungen des Kraftwerks von Blayais mit der Umwelt

Dieser Unterabschnitt 5.6 beschreibt die Wechselbeziehungen des Betriebs des Kraftwerks von Blayais mit der Umwelt zum aktuellen Zeitpunkt und für die kommenden 10 Jahre. Diese Wechselbeziehungen werden in der nachfolgenden Abbildung grafisch dargestellt.

Der Ausgangspunkt dieser Wechselbeziehungen und ihre Eigenschaften werden in den Unterabschnitten 5.6.1 bis 5.6.9 beschrieben.

Der Unterabschnitt 5.6.10 erläutert die Entwicklung dieser Wechselbeziehungen in den kommenden 10 Jahren.



5.6.1. Wasserentnahme und -verbrauch

Wasser ist unerlässlich für den Betrieb eines Kraftwerks. Die Wasserentnahme erfolgt, um die Kühlung der Verflüssiger sicherzustellen und die verschiedenen, für den Betrieb des Kraftwerks erforderlichen Leitungssysteme mit Wasser zu versorgen.
Der jeweilige Wasserbedarf des Kraftwerks von Blayais wird aus vier Versorgungsquellen gedeckt:

- Die Entnahmen aus der Gironde-Mündung dienen der Kühlung der Verflüssiger, der Zwischenkühlung der Hilfsnuklearanlagen, dem Absammeln der Wasserorganismen und dem Waschen der Filtertrommeln, der Erzeugung von gekühltem Wasser und Warmwasser für die Versorgung der Bürogebäude und Nebengebäude;
- Die Entnahmen aus der Isle, einem Nebenfluss der Dordogne, dienen der Versorgung der Entsalzungsstation und der Brauchwassererzeugung;
- Die Entnahmen aus dem Tiefengrundwasser dienen der Versorgung der Entsalzungsstation (falls die Wasserversorgung aus der Isle zeitweilig ausfallen sollte) und dem Bedarf der letzten Wasserversorgung;
- Das als Brauchwasser verwendete Trinkwasser stammt aus dem öffentlichen Trinkwassernetz der SAUR.

Mit Ausnahme des Trinkwassers sind alle vom Kraftwerk vorgenommenen Wasserentnahmen genehmigungspflichtig. Das aus der Gironde-Mündung entnommene Wasser wird vollumfänglich in die Umwelt zurückgeleitet.

Die Grenzwerte für die Wasserentnahme werden durch Vorschriften der ASNR festgelegt. Diese Grenzwerte sind Höchstwerte, die nicht überschritten werden dürfen und auch im Falle einiger Betriebsstörungen den normalen Betrieb des Kraftwerks gewährleisten sollen, ohne dabei den Umweltschutz zu beeinträchtigen.

Die tatsächlich vorgenommenen Entnahmen liegen unter den vorgeschriebenen Grenzwerten[12] (Verordnung vom 18. September 2003[13]).

Die folgende Tabelle zeigt die Grenzwerte der Wasserentnahme sowie die Entnahmebilanz über zehn Jahre.
Für die kommenden zehn Jahre ist keine Änderung der Wasserentnahmen geplant.

Entnahmequelle	Nutzung	Jahresvolumen	
		Vorgeschriebener Grenzwert (Jahresentnahmemenge)	Durchschnittliche Jahresentnahmemenge 2012 – 2021[14]
Mündung der Gironde	Kühlwasser, Rohwasser für den Industriebedarf	5.525.000.000 m³*	4.811.910.000 m³
Isle	Brauchwasser und vollentsalztes Wasser	1.200.000 m³	716.000 m³
Grundwasserschicht der oberen Kreidezeit	Letzte Wasserversorgung	100.000 m³	9.113 m³

** Der in dieser Tabelle aufgeführte vorgeschriebene Grenzwert für die Wasserentnahme aus der Mündung der Gironde stammt aus dem Beschluss Nr. 2023-DC-0755[15] (die Verordnung vom 18. September 2003 nennt keinen Grenzwert für die Wasserentnahme aus der Mündung).*

Vorgeschriebene Grenzwerte und Wasserentnahmebilanz am Standort von Blayais

5.6.2. Freisetzung flüssiger und gasförmiger radioaktiver Schadstoffe

Im Kernreaktor bilden sich radioaktive Stoffe (Radionuklide), von denen ein winziger Bruchteil in die Ausflüsse gerät. Diese Ausflüsse werden vor ihrer Freisetzung in flüssigem oder gasförmigem Zustand aufbereitet und/oder zwischengelagert.

Die Freisetzung flüssiger radioaktiver Schadstoffe des Kraftwerks von Blayais erfolgen über die Hauptsammler in die Gironde.

Freisetzungen atmosphärischer radioaktiver Ausflüsse erfolgen über die beiden Schornsteine des Hilfsnuklearanlagengebäudes (BAN) des Kraftwerks.



© EDF
Schornsteine zur Freisetzung atmosphärischer radioaktiver Ausflüsse des Kraftwerks

[12] Die vorgelegten Entnahmegrenzwerte entstammen der Verordnung vom 18. September 2003, die für die Freisetzungen während des Bezugszeitraums 2012 – 2021 gilt.
[13] Verordnung vom 18. September 2003, die Électricité de France die Genehmigung zur Fortsetzung der Wasserentnahmen und Freisetzungen flüssiger und gasförmiger Ausflüsse für den Betrieb des Kernkraftwerks von Blayais erteilt.
[14] Die durchschnittlichen Jahresentnahmemengen während des Zeitraums 2012 – 2021 liegen auch unterhalb des vorgeschriebenen Grenzwerts des Beschlusses Nr. 2023-DC-0755 der ASN vom 23. Mai 2023, der derzeitig in Kraft ist.
[15] Beschluss Nr. 2023-DC-0755 der ASN vom 23. Mai 2023 zur Festlegung der Vorgaben bezüglich der Modalitäten zu Wasserentnahme und -verbrauch, zum Wasserverbrauch und zur Freisetzung flüssiger und gasförmiger Ausflüsse des Kernkraftwerks von Blayais (INB Nr. 86 und Nr. 110).

Das Kraftwerk setzt Radionuklide fünf verschiedener Kategorien frei:

- Radiokohlenstoff C^{14} entsteht hauptsächlich durch die **Neutronenaktivierung** von Sauerstoff-17 und Stickstoff-14 aus dem Primärkreiswasser und von Sauerstoff-17 aus den Brennelementen. Nur ein geringer Anteil des Radiokohlenstoffs C^{14} gelangt in die freigesetzten flüssigen Ausflüssen; der Hauptanteil wird von den Aufbereitungssystemen ausgefiltert. Der als Gas ausgestoßene Radiokohlenstoff C^{14} stammt hauptsächlich aus dem Entgasen des Primärkreiswassers.

Die **Neutronenaktivierung** ist der Vorgang, der eines oder mehrere der Elemente eines Stoffs durch Bestrahlung mit einem Neutronenfluss radioaktiv macht.

- Tritium entsteht durch Spaltung in den Brennstäben und durch Neutronenaktivierung des Bor-10 und Lithium-6, die aufgrund der Aufbereitung des Wassers mit Borsäure und Lithin im Primärkreiswasser vorhanden sind. Das Tritium verbleibt fast vollständig in den Brennstäben. Dennoch kann bei Undichtigkeiten der Brennstabhülle eine geringe Menge in das Primärkreiswasser gelangen. Die Verwendung von mit Lithium-7 angereichertem Lithium verringert die Tritumbildung durch Neutronenaktivierung des Lithium-6. Derzeitig sind keine technisch und wirtschaftlich vertretbaren industriellen Mittel zur Beseitigung des in den Ausflüssen vorhandenen Tritiums verfügbar.

Die Grenzwerte für die Freisetzung radioaktiver Ausflüsse im Kraftwerk von Blayais werden von der ASNR (Verordnung vom 18. September 2003[16]) vorgeschrieben.

- Jode entstehen durch Uranspaltung und verbleiben weitestgehend in den Brennstäben. Dennoch kann bei Undichtigkeiten der Brennstabhüllen eine geringe Menge in das Primärkreiswasser gelangen. Die in den flüssigen radioaktiven Ausflüssen vorhandenen Jode werden von den Aufbereitungssystemen wirksam ausgefiltert. Aufgrund ihrer kurzen Halbwertszeit verschwinden sie bald.
- Edelgase entstehen durch Uranspaltung und verbleiben weitestgehend in den Brennstäben. Dennoch kann aus den vorgenannten Gründen eine geringe Menge in das Primärkreiswasser und von dort in die gasförmigen radioaktiven Ausflüsse gelangen. Diese Ausflüsse werden nach radioaktivem Abbau in Lagerbehältern in die Atmosphäre freigesetzt.
- Die sonstigen Spaltungs- oder Aktivierungsprodukte („autres PF/PA“ – autres produits de fission ou d’activation), die Beta- oder Gammastrahlen abgeben, entstehen durch Spaltung (z. B. Cesium-134 und -137, die in den Brennstäben verbleiben, aber aus den oben genannten Gründen auch entweichen können), oder durch Aktivierung (z. B. Kobalt-58 und -60, Mangan-54 und Antimon-124). Diese „sonstigen Spaltungs- oder Aktivierungsprodukte“, die als Aerosole in den atmosphärischen Ausflüssen vorhanden sind, werden durch radioaktiven Abbau in Lagerbehältern aufbereitet bzw. in Jodabscheidern (Aktivkohle) und Hochleistungsfiltern (THE – Très haute efficacité) ausgefiltert. In den flüssigen Ausflüssen werden die „sonstigen Spaltungs- oder Aktivierungsprodukte“ weitgehend von den Aufbereitungssystemen (Filter oder Harze) des kontinuierlichen Primärkreiswasserdekontaminationssystems und des Ausflussaufbereitungssystems abgefangen.

[16] Die Verordnung vom 18. September 2003 war während des Bezugszeitraums 2012 – 2021 in Kraft. Die Freisetzungen radioaktiver Ausflüsse des Kraftwerks von Blayais unterliegen für die kommenden Jahren dem Beschluss Nr. 2023-DC-0756 der ASN vom 23. Mai 2023, der die Grenzwerte der Freisetzungen der flüssigen und gasförmigen Ausflüsse des Kraftwerks von Blayais in die Umwelt festlegt (INB Nr. 86 und Nr. 110).

FREISETZUNGSGRENZWERTE UND TATSÄCHLICHE FREISETZUNGEN

Die Freisetzungsgrenzwerte werden so festgelegt, dass die Auswirkungen der Freisetzungen auf die Umwelt auf der Grundlage der besten, derzeitig verfügbaren Techniken unter annehmbaren technischen und wirtschaftlichen Bedingungen akzeptabel sind, wobei die Eigenschaften der Anlage, ihre geografische Lage und die lokalen Umweltbedingungen zu berücksichtigen sind. Sie sind Höchstwerte, die nicht überschritten werden dürfen. Außerdem erstellt der Betreiber jedes Jahr eine hinsichtlich der programmierten Maßnahmen optimierte Freisetzungsprognose und prüft, inwiefern die tatsächlichen Freisetzungen mit diesen Leistungszielen vereinbar sind. Er ermittelt daraus die Erfahrungswerte für die kontinuierliche Verbesserung.

Die auf der Grundlage der vorgeschriebenen Grenzwerte[17] vorgenommene Bewertung der Auswirkungen der freigesetzten Schadstoffe gilt als Referenzwert für die tatsächlichen Schadstofffreisetzungen des Standorts.

Die für den Betrieb des Kraftwerks von Blayais prognostizierten Schadstofffreisetzungen für die kommenden zehn Jahre liegen in der gleichen Größenordnung wie die der vergangenen zehn Jahre und auf jeden Fall unter den Freisetzungsgrenzwerten.

Die folgenden Tabellen beschreiben die Ableitungsbilanz radioaktiver Stoffe, die vom Kraftwerk von Blayais während eines Zeitraums von 10 Jahren freigesetzt werden (durchschnittliche Schadstofffreisetzungen von 2012 bis 2021).

- Ableitungsbilanz flüssiger radioaktiver Stoffe von 2012 bis 2021[18]

	Jährliche Grenzwerte (GBq/Jahr)	Durchschnittliche, jährlich freigesetzte Radioaktivität GBq/Jahr
Tritium	80.000	42.822
Radiokohlenstoff C^{14}	600	47,6
Jod	0,6	0,013
Sonstige Spaltungs- und Aktivierungsprodukte, die Beta- oder Gammastrahlung abgeben	60	0,579

[17] Die Ausflussfreisetzungen des Kraftwerks von Blayais werden für die kommenden Jahre durch den Beschluss Nr. 2023-DC-0756 vom 23. Mai 2023 zur Änderung der Verordnung vom 18. September 2003 geregelt. Diese Grenzwerte gelten jedoch nicht für Freisetzungen während des Bezugszeitraums 2012 – 2021, die der Verordnung vom 18. September 2003 unterlagen.

[18] Die in diesen Tabellen aufgeführten Grenzwerte entstammen der Verordnung vom 18. September 2003. Die jährlichen durchschnittlichen Radioaktivitätslevel der flüssigen und gasförmigen radioaktiven Ausflüsse im Zeitraum 2012 – 2021 liegen ebenfalls unter den Grenzwerten des Beschlusses Nr. 2023-DC-0756 der ASN vom 23. Mai 2023, der nun in Kraft ist.

- Ableitungsbilanz gasförmiger radioaktiver Stoffe von 2012 bis 2021

	Jährliche Grenzwerte (GBq/Jahr)	Durchschnittliche, jährlich freigesetzte Radioaktivität GBq/Jahr
Tritium	8.000	1.034
Radiokohlenstoff C^{14}	2.200	700
Edelgase	72.000	962
Jod	1,6	0,037
Sonstige Spaltungs- und Aktivierungsprodukte, die Beta- oder Gammastrahlung abgeben	1,6	0,006

5.6.3. Freisetzung flüssiger und gasförmiger chemischer Schadstoffe

Der Betrieb eines Atomkraftwerks erfordert die Verwendung von Chemikalien und verursacht die Freisetzung von flüssigen chemischen Schadstoffen (aus Substanzen zur Aufbereitung der Leitungssysteme, der Entsalzungsanlage, der Abwasseraufbereitungsanlage und der **Kesselstein- und Biozidbehandlung**) sowie, in geringerem Maße, Freisetzungen in die Atmosphäre (aus dem Betrieb der Leitungssysteme und Anlagen).

Bei sogenannten „offenen Kühlsystemen“ wie denen des Kraftwerks von Blayais beruht die Einschränkung von Verschmutzungen und der Vermehrung mikrobiologischer Organismen auf der vorbeugenden Wartung der Systeme anhand technischer Maßnahmen wie dem Waschen der Filtertrommeln ohne **Einsatz von Bioziden** oder **Kesselsteinentferner** im Hauptkreis.

- ***Flüssige Chemikalienausflüsse***

Flüssige Chemikalienausflüsse aus den Primär- und Sekundärkreisen werden selektiv und nach Ursprung und Zusammensetzung gesammelt, gefiltert und ggf. aufbereitet, und schließlich kontrolliert, bevor sie in die Umwelt freigesetzt werden.
In flüssigem Zustand werden hauptsächlich die folgenden Chemikalien freigesetzt:

- Borsäure und Lithin, die für die Aufbereitung des Primärkreises verwendet werden, um sowohl die Kernreaktion zu steuern als auch die Korrosion der Werkstoffe zu begrenzen;
- Hydrazin, das den Primär- und Sekundärwasserkreisen zugegeben wird, um den im Systemwasser gelösten Sauerstoff zu begrenzen und so die Korrosion der Metallteile zu minimieren;
- Ethanolamin und Ammoniak, die bei der Aufbereitung des Sekundärkreiswassers[19] entstehen;
- Metalle als Korrosionsprodukte aus den Primär- und Sekundärkreisen (Aluminium, Chrom, Kupfer, Eisen,

[19] Im Rahmen der Bemühungen um eine kontinuierliche Verbesserung wird unter den drei für die Einstellung eines optimalen pH-Werts im Sekundärkreis verwendeten Stoffen (Ammoniak, Morpholin und Ethanolamin) aktuell die Aufbereitung mit Ethanolamin bevorzugt, da sie den besten Kompromiss zwischen Schutz der Anlagen und Schadstoffausstoß bietet. Morpholin wurde bis 2017 verwendet. Danach wurde es bei allen vier Reaktoren durch Ethanolamin ersetzt. Morpholin wurde bis 2019 freigesetzt.

Mangan, Nickel, Blei und Zink);

- Phosphate aus der Aufbereitung der Zwischenkühlkreise und den Ausflüssen der Abwasseraufbereitungsanlage;
- Reinigungsmittel, die für bestimmte Vorgänge aus dem normalen Betrieb verwendet werden, z. B. dem Waschen der in den Nuklearbereichen getragenen Kleidung und der Reinigung der Böden;
- Eisen, Natrium, Chlorate, Sulfate, Kalzium und weitere Salze und Schwebstoffe aus der Erzeugung von vollentsalztem Wasser;
- Schwebstoffe (MES – Matières en suspension) aus den Zwischenlager- und Prüfbehältern der Ausflüsse vor ihrer Freisetzung, der Erzeugung von vollentsalztem Wasser und den Ausflüssen der Kläranlage;
- Ammonium, Nitrate und der chemische Sauerstoffbedarf (DCO – Demande chimique en oxygène) aus den Ausflüssen der Kläranlage.

Wie bei den radioaktiven Schadstoffen gelten auch für die Freisetzung von chemischen Schadstoffen Höchstwerte, um ihre Auswirkungen auf die Umwelt auf der Grundlage der besten, derzeitig verfügbaren Techniken für den Betrieb des Kraftwerks in zumutbaren Grenzen zu halten. Die auf der Grundlage dieser Höchstwerte vorgenommene Bewertung der Auswirkungen der freigesetzten Schadstoffe gilt als Referenzwert für die tatsächlichen Schadstofffreisetzungen des Standorts.

Die zukünftigen Schadstofffreisetzungen sollte in der gleichen Größenordnung liegen, wie in der Vergangenheit, aber auf jeden Fall unter den Freisetzungsgrenzwerten. Die Ergebnisse der Bewertung der Auswirkungen der Freisetzungen, die in diesem Dokument beschrieben werden, gelten somit für die kommenden zehn Jahre.

Die folgende Tabelle zeigt die Höchstwerte für die Freisetzung[20] in die Gironde-Mündung (aus der Verordnung vom 18. September 2003, oder die auf der Grundlage zusätzlicher Beschreibungen aus REX- oder Entwicklungsdaten ermittelt wurden) sowie eine Schadstoffbilanz der vergangenen kritischen Chemikalien über einen Zeitraum von 10 Jahren.

Stoff	Jahresfluss (kg)	
	Freisetzungshöchstwerte	Freigesetzte Menge (Durchschnitt 2012-2021)
Borsäure Aus den Behältern T, S und Ex	42.000 kg	12.690 kg
Hydrazin Aus den Behältern T, S und Ex	121 kg	1,676 kg
Ethanolamin* Aus den Behältern T, S und Ex	1.300 kg	21,6 kg
Morpholin** Aus den Behältern T, S und Ex	2.300 kg	362 kg
Gesamtstickstoff (Ammonium, Nitrite, Nitrate) Aus den Behältern T, S und Ex	10.000 kg***	1.840 kg
Phosphate Aus den Behältern T, S und Ex	1.400 kg	231 kg

** seit 2017 verwendetes Ethanolamin (Durchschnitt über 5 Jahre).*
*** bis 2017 verwendetes und bis 2019 freigesetztes Morpholin (Durchschnitt über 8 Jahre)*
**** Wert, der der maximalen Jahresmenge Ammonium aus der Verordnung vom 18. September 2003 entspricht.*

[20] Die hier aufgeführten Grenzwerte entstammen der Verordnung vom 18. September 2003. Wobei die während des Zeitraums 2012 – 2021 freigesetzten Jahresmengen unter den neuen Grenzwerten liegen, die in dem Beschluss Nr. 2023-DC-0756 festgelegt wurden.

In die Atmosphäre freigesetzte Chemikalienausflüsse

In die Atmosphäre werden hauptsächlich die folgenden Chemikalien freigesetzt:

- Abgase (Schwefeloxide SOx und Stickoxide NOx) aus den periodischen Probeläufen der Notstromaggregate;
- Formol- und Kohlenmonoxiddämpfe, die von den neuen Isolierungen aus Glaswolle während der ersten Temperaturanstiege freigesetzt werden;
- Vom Turbinenbypass freigesetzte Ammoniakausflüsse aus dem Hilfsspeisewasser der Dampferzeuger und der Wärmezersetzung des Hydrazins aus der Dampferzeuger-Konservierungslösung während der Wiederanlaufphase des Reaktors;
- Vom Turbinenbypass freigesetzte Ethanolaminausflüsse aus dem Hilfsspeisewasser der Dampferzeuger oder dem Wasserableitungssystem des Verflüssigers;
- Abgase der Baumaschinen und Lkw zum Abtransport der Abfälle und Waren- oder Materialtransporten (An- und Auslieferungen). Aufgrund der Verkehrsbegrenzungen am Standort und der Überwachung ihrer Wartung sind die jährlichen Abgasmengen gering;
- Diffuse Emissionen von Kältemitteln und SF6, die jeweils in den Kühlaggregaten (zur Sicherstellung der Eiswassererzeugung und zur Kühlung der Technik- und Verwaltungsgebäude) und den Umspannwerken zur Ableitung der Kraftwerksenergie verwendet werden. Diese Emissionen werden bei den Wartungsmaßnahmen an diesen Anlagen quantifiziert;
- Atmosphärische Staubfreisetzungen aus den Werkstätten, die ebenfalls vernachlässigbar sind.

5.6.4. Wärmeemissionen

In einem Kernkraftwerk wird etwa ein Drittel der vom Reaktor erzeugten Wärmeenergie nach dem thermodynamischen Prinzip von Carnot in elektrische Energie umgewandelt. Der Rest, d. h. etwa zwei Drittel, wird als Wärme über den Verflüssiger an eine kalte Quelle abgeleitet und führt zu Wärmefreisetzungen in die Umwelt.

Die Kühlung der Verflüssiger des Kraftwerks von Blayais (Reaktoren Nr. 1 bis 4) erfolgt im „offenen Kühlkreis“: Das Wasser wird von Umlaufpumpen direkt in der Gironde-Mündung entnommen und erwärmt sich beim Durchlauf durch den Verflüssiger bevor es in die Mündung zurückgeleitet wird.

Die vom Kraftwerk zwischen der Wasserentnahme und der Freisetzung verursachte Erwärmung beträgt im Durchschnitt 8,8 °C für den Zeitraum von 2011 bis 2020 bei einem gemessenen Höchstwert von 11,3 °C, der sehr kurzfristig war und keine Auswirkungen auf die Umwelt verursacht hat.

Die Wärmeemissionen unterliegen den Vorschriften, die die Erwärmung des Wassers zwischen der Entnahme und der Rückleitung regeln (Erlass vom 18. September 2003).

Grenzwerte der Wärmeemissionen des Kraftwerks von Blayais [22]

Erwärmungsgrenzwert	≤ 11 °C	
Grenzwert des Wassers in der Gironde-Mündung in einer Entfernung von mehr als 50 m von den Freisetzungsbauwerken während einer Dauer von 3 Stunden.	≤ 30 °C	
Grenzwert für das in die Gironde-Mündung eingeleitete Kühlwasser	30 °C vom 16.10. bis 14.05.	36,5 °C vom 15.05. bis 15.10.

[21] Die in dieser Tabelle aufgeführten Wärmefreisetzungsgrenzwerte entstammen der Verordnung vom 18. September 2003. Diese Werte liegen unter den neuen Grenzwerten, die in dem nun gültigen Beschluss Nr. 2023-DC-0756 festgelegt wurden. Wobei dieser neue Beschluss den sommerlichen Zeitraum, während dem eine Höchsttemperatur von 36,5 °C zulässig ist, auf eine ununterbrochene, maximale Dauer von fünf Monaten zwischen dem 16. April und dem 15. November festlegt.

5.6.5. Sedimente-Management im Zusammenhang mit den Wartungsmaßnahmen durch Baggerarbeiten

Um die Rohwasserversorgung und somit die Sicherheit seiner Anlagen zu gewährleisten, muss das Kraftwerk von Blayais Ausbaggerarbeiten um seine Wasserentnahmepunkte vornehmen lassen, bei denen die abgelagerten Sedimente mit einem Saugbagger abgetragen werden.

Die abgetragenen Sedimente werden in einem speziell dazu bestimmten Bereich außerhalb des für die Mündungsfauna kritischen Zeitraums verklappt.

5.6.6. Abfallerzeugung

Der Betrieb des Kraftwerks von Blayais erzeugt radioaktive und konventionelle Abfälle.

Die **radioaktiven Abfälle** entstammen insbesondere der Aufbereitung radioaktiver Ausflüsse (Filter, Aktivkohle, Verdampfungskonzentrate, Ionenaustauscherharze, Schlamm...), normalen Wartungsmaßnahmen (radioaktive Ausschussteile aus der Mechanik, Stoffabfälle...), Wartungsmaßnahmen an den Brennelementen (Bündel, Stabhüllen, Brennelementgestelle...).

Die **konventionellen Abfälle** sind Abfälle, die in den Bereichen ohne radioaktive Stoffe erzeugt werden. Sie bestehen aus inerten Abfällen (Schutt, Erde...), ungefährlichen Abfällen (Holz, Verpackungen, Papier, Karton, Glas, Kunststoff, Metalle...) und gefährlichen Abfällen (explosionsgefährdet, brandfördernd, entzündlich, reizend, krankheitserregend, mutagen, ökotoxisch...).

Kategorien radioaktiver Abfälle und zugehörige Sektoren für das Abfallmanagement

Halbzeitwert* / Radioaktivität**	Sehr kurzer Halbzeitwert (VTC) (Zeitraum < 100 Tage)	Hauptsächlich kurzer Halbzeitwert (VC) (Zeitraum ≤ 31 Jahre)	Hauptsächlich langer Halbzeitwert (VL) (Zeitraum > 31 Jahre)
Sehr schwach radioaktiv (TFA) < 100 Bq/g	Management durch Zerfall der Radioaktivität	TFA: Oberflächenlagerung (CIRES – Industriestandort zum Sammeln, Zwischenlagern und Lagern)	
Schwach radioaktiv (FA) von einigen Hundert Bq/g bis eine Million Bq/g		FMA-VC: Oberflächenlagerung (Lagerstandort Centre de l'Aube and Centre de la Manche)	FA-VL: Lagerung in geringer Tiefe, Studienphase
Mäßig radioaktiv (MA) von einer Million Bq/g bis eine Milliarde Bq/g			MA-VL: Geologische Tiefenlagerung, Projektphase (Cigéo)
Stark radioaktiv (HA) mehrere Milliarden Bq/g	Nicht zutreffend	HA: Geologische Tiefenlagerung, Projektphase (Cigéo)	

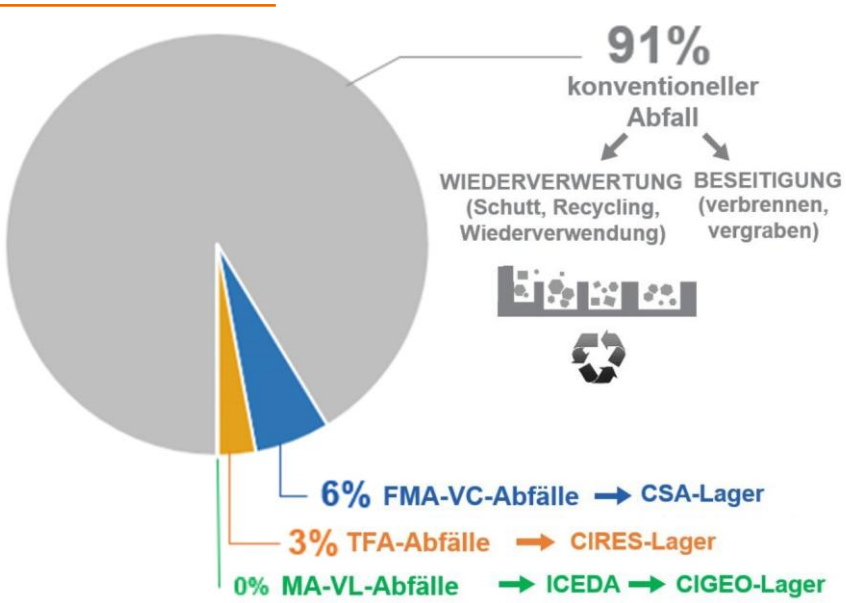
* Zeitraum, in dem die radioaktiven Stoffe (Radionukleide) im Abfall radioaktiv sind.
** Radioaktivitätslevel der radioaktiven Abfälle.

Manchmal kann Abfall in eine gegebene Kategorie eingestuft, jedoch aufgrund anderer Eigenschaften (z. B. seiner chemischen Zusammensetzung oder seiner physikalischen Eigenschaften) in einem anderen Sektor verwaltet werden

In Frankreich erfolgt die Einstufung radioaktiver Abfälle nach zwei Kriterien:

- Dem Radioaktivitätsniveau: Hohe Radioaktivität (HA – haute activité), mittlere Radioaktivität (MA – moyenne activité), schwache Radioaktivität (FA – faible activité) und sehr schwache Radioaktivität (TFA – très faible activité),
- Der Halbwertszeit, nach der die Radioaktivität um die Hälfte gesunken ist: sehr kurze Halbwertszeit (vtc – vie très courte), kurze Halbwertszeit (vc – vie courte) und lange Halbwertszeit (vl – vie longue).

Die Maßnahmen im Zusammenhang mit dem Betrieb des Kraftwerks von Blayais erzeugen konventionelle Abfälle (91 % der erzeugten Abfälle) und radioaktive Abfälle (9 % der erzeugten Abfälle).



Relative Anteile der Abfälle und der entsprechenden Freisetzungen aus dem Betrieb des Kraftwerks von Blayais

Die folgende Tabelle zeigt die Bilanz der innerhalb eines Zeitraums von 10 Jahren im Kraftwerk von Blayais erzeugten radioaktiven Abfälle sowie eine Prognose für die kommenden Jahre.

Insgesamt liegt die Menge der in den kommenden 10 Jahren vom Kernkraftwerk von Blayais erzeugten radioaktiven Abfälle in der gleichen Größenordnung wir die Abfallmenge, die während des Referenzzeitraums erzeugt wurde. Dennoch werden die erzeugten Abfallflüsse voraussichtlich in den kommenden Jahren zunehmen, insbesondere im Rahmen des geplanten „Grand Carénage"-Wartungsprogramms[22]. Hinsichtlich der Art der erzeugten Abfälle oder ihres Abfallmanagements sind keine maßgeblichen Änderungen geplant.

Radioaktive Abfälle	Durchschnittliches Jahresvolumen Packstücke (m³) (2011 – 2020)	Voraussichtliches durchschnittliches Jahresvolumen Packstücke (m³) (Durchschnitt von 2025 bis 2028)
Feste TFA-Abfälle zur Lagerung im CIRES	266	247
Feste MA-VC-Abfälle zur Lagerung im CSA	256	313
Feste FA-VC-Abfälle zur direkten Lagerung im CSA	220	151
Feste FA-VC-Abfälle zur Aufbereitung (Einschmelzen)	41	19
Feste FA-VC-Abfälle zur Aufbereitung (Verbrennen)	413	354
Flüssige FA-VC-Abfälle zur Aufbereitung (Verbrennen)	6	4

5.6.7.Lärm- und Vibrationsbelastung

Im Kraftwerk von Blayais werden alle zehn Jahre Geräuschpegel-Messkampagnen vorgenommen, um sicherzustellen, dass der Kraftwerksbetrieb keinen Lärm verursacht, der sein unmittelbares Umfeld beeinträchtigt. Die letzte, 2021 durchgeführte Messkampagne weist Lärmpegel aus, die von den in den Vorschriften festgelegten Zielen abweichen. Am Standort wurden in zwei Niederfrequenztonlagen Werte gemessen, die über den Grenzwerten liegen. Diese Wertüberschreitungen verursachen jedoch keine für die Gesundheit oder Sicherheit seines Umfelds maßgeblichen akustischen Belastungen. Alle Messproben wurden während des stabilen normalen Dauerbetriebs aller vier Reaktoren aufgezeichnet. Daher, und unter Berücksichtigung der besonderen Eigenschaften der Anlage und ihres Umfelds sowie technisch-wirtschaftlicher Betrachtungen hat die ASN gemäß Artikel 4.3.5 der INB-Verordnung im Juni 2023 eine gegenteilige Bestimmung im Rahmen der Erneuerung der Entnahme- und Freisetzungsgenehmigungen des Kraftwerks von Blayais erlassen.

Das Kraftwerk von Blayais kann aufgrund seiner Industrietätigkeiten (laufende Maschinen, Baumaschinen, Transporte...) Vibrationen verursachen. Die Vibrationen können innerhalb der Anlagen wahrgenommen werden, jedoch aufgrund der Bauwerkskonzepte und Bodenbeschaffenheit nicht außerhalb der Anlagen.

5.6.8. Flächennutzung

Das Kraftwerk von Blayais erstreckt sich über eine Fläche von 230 Hektar und umfasst verschiedene Industriebetriebe. Der größte Teil dieser Fläche ist vom Menschen gestaltet.

[22] Im Rahmen der „Grand Carénage"-Maßnahme des Kraftwerksparks von EDF werden Investitionen/Modernisierungen vorgenommen, um die Fortsetzung des Betriebs der aktuellen Anlagen zu ermöglichen und die nach Fukushima beschlossenen Maßnahmen zu implementieren, ohne dabei die Leistungen des Parks bezüglich der nuklearen Sicherheit und der Wettbewerbsfähigkeit zu beeinträchtigen.

5.6.9. Sonstige Wechselbeziehungen

Die sonstigen Wechselbeziehungen des Kraftwerks von Blayais mit seiner Umwelt sind: Geruchsbelästigung, Lichtemissionen, Straßen- und Schienenverkehr sowie der Energieverbrauch. Für die kommenden zehn Jahre sind keine Änderungen dieser Wechselbeziehungen geplant.

5.6.10. Prognose über 10 Jahre hinsichtlich der Wechselbeziehungen des Kraftwerks von Blayais mit der Umwelt

Die vergangenen und aktuellen Wechselbeziehungen des Betriebs des Kraftwerks von Blayais mit der Umwelt wurden in den vorstehenden Abschnitten 5.6.1 bis 5.6.9 beschrieben.

Wie in der folgenden Tabelle angegeben bleiben die Wechselbeziehungen des Betriebs des Kraftwerks von Blayais mit der Umwelt in den kommenden zehn Jahren auf dem gleichen Niveau wie während des vorherigen Jahrzehnts.

Wechselbeziehungen mit der Umwelt	Vergangener Betrieb	Prognose für die kommenden 10 Jahre
Wasserentnahme und -verbrauch	Der vielfältige Wasserbedarf des Kraftwerks von Blayais wird durch Entnahmen aus der Gironde-Mündung, aus dem Grundwasser oder über einen Wasserversorgungsvertrag aus der Isle bzw. über das öffentliche Trinkwassernetz gedeckt. Die reglementierten Wasserentnahmen (Oberflächengewässer und Grundwasser) liegen immer schon unter den vorgeschriebenen Grenzwerten (Verordnung vom 18. September 2003[23]).	Hinsichtlich der Wasserversorgungsmodalitäten sind keine Änderungen geplant. Die für den Betrieb des Kraftwerks von Blayais geplanten Entnahmevolumen für die kommenden 10 Jahre bleiben in der gleichen Größenordnung wie die der vergangenen zehn Jahre und liegen auf jeden Fall unter den vorgeschriebenen Grenzwerten.
Freisetzung flüssiger radioaktiver Schadstoffe	Die Rückleitung der flüssigen radioaktiven Ausflüsse in die Gironde-Mündung erfolgt über die Hauptrückleitungsbauwerke. Die Freisetzungen unterliegen der Verordnung vom 18. September 2003[23].	Hinsichtlich der Anordnung der Rückleitungspunkte in die Gironde-Mündung sind keine Änderungen geplant. Die für den Betrieb des Kraftwerks von Blayais geplanten Rückleitungen für die kommenden 10 Jahre bleiben in der gleichen Größenordnung wie die der vergangenen zehn Jahre und liegen auf jeden Fall unter den vorgeschriebenen Grenzwerten.

[23] Verordnung vom 18. September 2003, die Électricité de France die Genehmigung zur Fortsetzung der Wasserentnahmen und Freisetzungen flüssiger und gasförmiger Ausflüsse für den Betrieb des Kernkraftwerks von Blayais erteilt. Diese Verordnung war während des Bezugszeitraums 2012 – 2021 in Kraft. Die Entnahmen, der Wasserverbrauch und die Freisetzungen des Kraftwerks von Blayais unterliegen aktuell und für die kommenden Jahre dem Beschluss Nr. 2023-DC-0755. Wie bereits erwähnt liegen die Wasserentnahme-, -verbrauchs- und -freisetzungswerte im Zeitraum 2012 – 2021 ebenfalls unter den aktuellen, von dem Beschluss aus dem Jahr 2023 festgelegten Grenzwerten.

Wechselbeziehungen mit der Umwelt	Vergangener Betrieb	Prognose für die kommenden 10 Jahre
Freisetzung radioaktiver Schadstoffe in die Atmosphäre	Die atmosphärischen radioaktiven Schadstoffe werden über die Schornsteine der Hilfsnuklearanlagengebäude freigesetzt. Die Freisetzungen unterliegen der Verordnung vom 18. September 2003[23].	Hinsichtlich der Freisetzungspunkte in die Atmosphäre sind keine Änderungen geplant. Die für den Betrieb des Kraftwerks von Blayais geplanten Rückleitungen für die kommenden 10 Jahre bleiben in der gleichen Größenordnung wie die der vergangenen zehn Jahre und liegen auf jeden Fall unter den vorgeschriebenen Grenzwerten.
Freisetzung chemischer Schadstoffe	Die Freisetzungen flüssiger chemischer Schadstoffe unterliegen der Verordnung vom 18. September 2003[23].	Die für den Betrieb des Kraftwerks von Blayais geplanten Freisetzungen flüssiger chemischer Schadstoffe für die kommenden 10 Jahre bleiben in der gleichen Größenordnung wie die der vergangenen zehn Jahre und liegen auf jeden Fall unter den vorgeschriebenen Grenzwerten.
Wärmeemissionen	Die Wärmeemissionen unterliegen der Verordnung vom 18. September 2003[23], die die Erwärmung des Wassers zwischen der Entnahme und der Rückleitung sowie die absolute Freisetzungstemperatur begrenzt.	Für die Wärmeemissionen sind keine Änderungen geplant, da sie die vorgeschriebenen Grenzwerte beachten werden.
Erzeugung radioaktiver Abfälle	Jahresabfallvolumen (m^3): Sehr schwache Radioaktivität: 266 Schwache Radioaktivität: 680 Mittlere Radioaktivität: 256	Generell werden die in den folgenden zehn Jahren erzeugten radioaktiven Abfallvolumen vergleichbar mit denen des Referenzzeitraums sein. Dennoch werden manche erzeugten Abfallflüsse voraussichtlich in den kommenden Jahren zunehmen, insbesondere im Rahmen des geplanten „Grand Carénage“-Wartungsprogramms. Hinsichtlich der Art der erzeugten Abfälle oder ihres Abfallmanagements sind keine maßgeblichen Änderungen geplant.

Wechselbeziehungen mit der Umwelt	Vergangener Betrieb	Prognose für die kommenden 10 Jahre
Lärmbelastung	Im Kraftwerk von Blayais finden alle zehn Jahre Messkampagnen zur Erfassung der Lärmbelastung statt. Die letzte, 2021 durchgeführte Messkampagne weist Lärmpegel aus, die von den in den Vorschriften festgelegten Zielen abweichen (Grenzwertüberschreitungen während der Nacht für ZER 2). Diese Wertüberschreitungen verursachen jedoch keine für die Gesundheit oder Sicherheit seines Umfelds maßgeblichen akustischen Belastungen. Daher, und unter Berücksichtigung der besonderen Eigenschaften der Anlage und ihres Umfelds sowie technisch-wirtschaftlicher Betrachtungen hat die ASN gemäß Artikel 4.3.5 der INB-Verordnung im Juni 2023 eine gegenteilige Bestimmung im Rahmen der Erneuerung der Entnahme- und Freisetzungsgenehmigungen des Kraftwerks von Blayais erlassen.	Es sind keine maßgeblichen Änderungen hinsichtlich des Gesamtgeräuschpegels geplant, da die festgestellten Überschreitungen Gegenstand gegenteiliger Bestimmung seitens der ASN sind. Es werden jedoch auch Maßnahmen zur Begrenzung der potentiellen Lärmbelästigung durch temporäre Anlagen oder Versuche ergriffen (Wahl der am wenigsten störenden Zeitfenster, Durchführungsorte, Wahl der Verfahren oder Gerätschaften, Einrichtung von Lärmschutzvorrichtungen). Außerhalb des Standorts sind keine Vibrationsbelastungen zu erwarten.
Flächennutzung	Das Kraftwerk von Blayais erstreckt sich über 230 Hektar	Für die kommenden zehn Jahre ist keine Änderung der für den Betrieb der 4 Reaktoren des Kraftwerks von Blayais erforderlichen Grundfläche geplant.
Sonstige Wechselbeziehungen	Sonstige Wechselbeziehungen mit der Umwelt: Geruchsbelästigung, Lichtemissionen, Straßen- und Schienenverkehr, Energieverbrauch.	Für die kommenden zehn Jahre sind keine Änderungen dieser Wechselbeziehungen geplant.

5.7. Prognose für die kommenden 10 Jahre hinsichtlich der Auswirkungen auf die Umwelt

Dieser Abschnitt behandelt die tatsächlichen und potentiellen Auswirkungen des Normalbetriebs des Kraftwerks von Blayais auf die Gesundheit und die Umwelt während der kommenden zehn Jahre aufgrund von Wasserentnahme, Freisetzungen und Abfällen, sowie der Belastungen, die dies verursachen kann (Freisetzung pathogener Mikroorganismen, Lärm, Lichtemissionen, Energieverbrauch, Straßen- und Schienenverkehr, Vibrationen, Gerüche oder Staubaufkommen). Die Analyse betrachtet auch die Maßnahmen, die für den besseren Schutz der Interessen im Rahmen der 4. periodischen Sicherheitsüberprüfung ergriffen wurden. Wie im Abschnitt 5.6 angegeben, bleiben die Wechselbeziehungen des Betriebs des Kraftwerks von Blayais mit der Umwelt in den kommenden zehn Jahren auf dem gleichen Niveau wie während des vorherigen Jahrzehnts.

Die Auswirkungen des Kraftwerkbetriebs von Blayais auf die Umwelt werden nach Bereich (Unterabschnitte 5.7.1 bis 5.7.8) dargestellt; es handelt sich um lokale Auswirkungen, die vor allem das jeweilige Umfeld des Kraftwerks entsprechend dem Studienumfang gemäß Abschnitt 5.5.5 betreffen. Der normale Betrieb des Kraftwerks verursacht keine grenzüberschreitenden Auswirkungen (siehe Abschnitt bezüglich der grenzüberschreitenden Auswirkungen von Unfällen). Die vergleichsweisen Auswirkungen auf den Klimawandel durch die Fortsetzung des Betriebs oder die endgültige Stilllegung werden im Abschnitt 5.7.10 beschrieben.

5.7.1. Luft und Klimafaktoren

- ***Auswirkungen auf das Klima***

Die Stromerzeugung aus Kernenergie führt nur zu einer sehr geringen Kohlendioxidbildung (CO_2), dem wichtigsten **Treibhausgas**.
Gemäß der Studie der F&E von EDF setzt jedes kWh, das der Kernkraftpark von EDF in Frankreich erzeugt, das Äquivalent von **4 Gramm CO_2** frei. Dieser Wert bestätigt die sehr geringen Kohlenstofffreisetzungen dieser Energiequelle: Analyse des Lebenszyklus (ACV – Analyse du cycle de vie) pro kWh aus Kernkraft.
Die freigesetzten Gase aus dem Betrieb des Kraftwerks von Blayais wirken sich also nicht auf die aktuelle Klimasituation aus.
Die Analyse der Empfindlichkeit gegenüber dem Klimawandel (siehe folgende Seite) bestätigt, dass die Klimaauswirkungen der freigesetzten Gase aus dem Kraftwerksbetrieb auch während der kommenden 10 Jahre als vernachlässigbar betrachtet werden können.

Die vom Menschen erzeugten **Treibhausgase** verursachen die Verstärkung des Treibhauseffekts.
Diese natürliche Entwicklung wird durch vorhandene Treibhausgase verstärkt, die einen Teil der von der Erde abgegebenen Wärme in der unteren Atmosphäre zurückhalten.

- ***Auswirkungen auf die Luftqualität***

Das französische Umweltgesetzbuch legt die Normen für die Luftqualität fest, die darauf abziehen, einen wirksamen Schutz für die menschliche Gesundheit und die gesamte Umwelt zu gewährleisten. Diese Normen betreffen in der Außenluft vorhandene atmosphärische Stoffe, die die Qualität der Luft beeinträchtigen können: Schwefel- und Stickoxide, Ozon, Kohlenstoffmonoxid, Rußpartikel, Blei, Phenylwasserstoff und Schwermetalle. Diese Stoffe treten aufgrund des Straßenverkehrs und sonstiger menschlicher Tätigkeiten (Heizung, Industrieschadstoffe) hauptsächlich in den Ballungsgebieten auf.

Unter den vom Kraftwerk von Blayais während des Normalbetriebs in die Atmosphäre freigesetzten Chemikalien unterliegen nur die freigesetzten Stick- und Schwefeloxide sowie die Kohlenstoffmonoxid-Gase einer Luftqualitätsnorm. Die Bewertung der Auswirkungen dieser Schadstoffe auf die Luftqualität zeigt keine Auswirkungen des Kraftwerks auf die Luftqualität auf.
Hinsichtlich der Stoffe, die keiner Luftqualitätsnorm unterliegen (z. B. Formol, Ammoniak, Ethanolamin, Kältemittel und SF6) gelten die Konzentrationen in der Umwelt, die dem Kraftwerk von Blayais zuzuschreiben sind, nicht als wahrscheinliche Ursache für eine mögliche Beeinträchtigung der Luftqualität.

Das Kraftwerk von Blayais ist nicht von einem Atmosphärenschutzplan (PPA – Plan de protection de l'atmosphère) betroffen.

PLAN ZUM SCHUTZ DER ATMOSPHÄRE (PPA – PLAN DE PROTECTION DE L'ATMOSPHÈRE)

Die Pläne zum Schutz der Atmosphäre (PPA) wurden durch das Gesetz Nr. 96-1236 vom 30. Dezember 1996 in seiner am 14. Juni 2006 geänderten Version bezüglich der Luft und rationellen Nutzung der Energie (das sogenannte „LAURE"-Gesetz) eingeführt. Sie sind in den folgenden drei Fällen aufzustellen:
– Die Grenzwerte bzw. Zielwerte für die Luftqualität werden im betreffenden Gebiet überschritten;
– Überschreitungen sind in dem betreffenden Gebiet wahrscheinlich;
– Das Gebiet umfasst ein oder mehrere Ballungsgebiete mit über 250.000 Einwohnern.

Die PPA sollen Maßnahmen festlegen, die für die Beachtung der Grenzwerte zu ergreifen sind, sowie Notmaßnahmen, die im Falle einer möglichen Überschreitung der Warngrenzwerte umgesetzt werden müssen. Sie müssen mit den regionalen Zielen für die Luftqualität (SRADDET) vereinbar sein.
In der Region Nouvelle-Aquitaine sind die Städte Bayonne, Bordeaux, Dax und Pau Gegenstand eines PPAs. Das Kraftwerk von Blayais in der Gemeinde Braud-et-Saint-Louis liegt außerhalb der Ballungsgebiete mit mehr als 250.000 Einwohnern und ist nicht von einem PPA betroffen.

REGIONALER FLÄCHENNUTZUNGSPLAN ZUR NACHHALTIGEN ENTWICKLUNG UND GLEICHBERECHTIGUNG DER GEBIETE (SRADDET – SCHÉMA RÉGIONAL D'AMÉNAGEMENT, DE DÉVELOPPEMENT DURABLE ET D'ÉGALITE DES TERRITOIRES)

Das „NOTRE"-Gesetz vom 7. August 2015 über die Neuverteilung der Verwaltungsregionen der Französischen Republik begründet ein neues Planungsschema, dessen Erstellung den Regionen anvertraut wird: der regionale Flächennutzungsplan zur nachhaltigen Entwicklung und Gleichberechtigung der Gebiete (SRADDET).
Dieser Plan unterliegt den allgemeinen behördlichen Flächennutzungs- und Städteplanungsregeln sowie den gemeinnützigen Auflagen zur Nutzung der Flächen. Er muss mit den Leitkonzepten für die Wassernutzung und -verwaltung (SDAGE – Schémas directeurs d'aménagement et de gestion de l'eau) sowie mit den Managementplänen für Überschwemmungsrisiken (PGRI – Plans de gestion des risques d'inondation) vereinbar sein. Er muss gemeinnützige Projekte, eine ausgewogene Nutzung der Wasserressourcen, projektierte Infrastrukturen und Anlagen sowie wirtschaftliche Tätigkeiten, die Satzungen der Nationalparks und die Waldentwicklungspläne berücksichtigen. Er ersetzt die bestehenden Pläne wie z. B. den Regionalplan für Klima, Luft und Energie (SRCAE – Schéma régional climat air énergie), den Regionalplan für intermodalen Verkehr (Schéma régional de l'intermodalité), den Regionalplan zur Vorbeugung und Verwaltung von Abfällen (PRPGD – Plan régional de prévention et de gestion des déchets) und den Regionalplan für ökologische Zusammenhänge (SRCE – Schéma régional de cohérence écologique).
Der SRADDET Nouvelle-Aquitaine wurde am 18. November 2024 von der Präfektin der Region bestätigt. Der SRADDET der Region Nouvelle-Aquitaine umfasst 3 Teile, die 14 strategische Ausrichtungen hinsichtlich der Ziele und Regeln des SRADDET beinhalten.

Empfindlichkeit gegenüber dem Klimawandel

Die lokalen Prognosen der wichtigsten Klimafaktoren, die von Météo-France erstellt wurden, zeigen eine Tendenz zu höheren Jahresmittelwerten der Lufttemperaturen, wobei die Entwicklung bis 2035 im Vergleich zum historischen Zeitraum von 1976 – 2005 1,2 °C überschreiten könnte.
Mit Ausnahme eines leichten Anstiegs des Kühlbedarfs der Tertiär- und Industriegebäude, haben die obigen Klimaentwicklungen wahrscheinlich keine Auswirkungen auf die Analyse bezüglich der Folgen der vom Kraftwerk von Blayais in die Atmosphäre freigesetzten Schadstoffe auf die Luftqualität und das Klima.

5.7.2. Oberflächengewässer

- ***Auswirkungen auf den Wasserhaushalt***

Das Wasser aus der Gironde-Mündung wird mittels zweier Zuleitungen entnommen, die das Wasser bis zu den Zulaufbecken und von dort zu den Pumpstationen leiten. Dieses Wasser wird hauptsächlich für die Kühlung der Verflüssiger der Dampfturbinen verwendet. Die vom Kraftwerk entnommene Wassermenge beträgt pro Tag maximal etwa 15 Millionen m³. Außerdem wird das der Gironde entnommene Wasser aufgrund der „offenen Kühlkreise" des Kraftwerks vollumfänglich in die Umwelt zurückgeleitet. Nach diesen Daten führen diese Wasserentnahmen aus der Gironde für den Betrieb des Kraftwerks von Blayais zu keinen Änderungen des Wasserhaushalts der Gironde.

- ***Auswirkungen auf die Temperatur der Oberflächengewässer***

Die Analyse der Erfahrungswerte hinsichtlich der Wärmeemissionen des Kraftwerks von Blayais über einen Zeitraum von 10 Jahren (2011 – 2021) zeigt, dass die Verdünnung der Freisetzungen des Kraftwerks von Blayais hauptsächlich von den Gezeiten abhängt, wobei die Erwärmung der Mündung durch die Wärmeemissionen des Kraftwerks je nach Zeitpunkt und Tidenbeiwert schwankt.
Die Auswirkung der Wärmeemissionen des Kraftwerks von Blayais auf das Oberflächenwasser ist in Anbetracht der aufnehmenden Wassermasse lokal begrenzt, da sich die Freisetzungspunkte in der Mitte des Mündungstrichters befinden und das Verdünnungsvermögen in diesem Bereich aufgrund der Gezeitenströmungen sehr hoch ist. Durch die räumliche Veränderlichkeit der Wolke und ihrer durch den Tidenbeiwert verursachten räumlichen Ausbreitungsschwankungen sind die von den Wärmeemissionen betroffenen Bereiche nicht ständig exponiert.

- ***Auswirkungen auf die Qualität der Oberflächengewässer***

Die Analyse der Ergebnisse der Überwachung der Chemikalienbelastung und des Wasserhaushalts der Umwelt konnte belegen, dass die physikalisch-chemischen, chemischen und biologischen Entwicklungen im unmittelbaren Umfeld des Kraftwerks von Blayais nicht durch die vergangenen und aktuellen Schadstofffreisetzungen des Kraftwerks verursacht wurden. Die stoffspezifische Bewertung dieser Auswirkungen der flüssigen chemischen Schadstofffreisetzungen auf die Durchschnitts- und Höchstwerte zeigt für MES, den biochemischen (DBO_5) und chemischen Sauerstoffbedarf (DCO), Natrium, Chlorate, Sulfate, Wasserstoffkarbonate, Karbonate, Silizium, Ammonium, Nitrite, Nitrate, Phosphate, Aluminium, Chrom, Kupfer, Eisen, Mangan, Nickel, Blei, Zink, Lithin, Borsäure, Hydrazin, Ethanolamin, Methylamin, Ethylamin, Azetate, Formiate, Glykolate, Oxalate, Reinigungsmittel keine maßgeblichen umweltbelastenden Auswirkungen auf das aquatische Ökosystem des Kraftwerks von Blayais.
Außerdem sollten die Sedimente aus den Ausbaggermaßnahmen aufgrund ihrer Eigenschaften nicht zu Änderungen der Wasserqualität in der Gironde-Mündung oder der Art der Sedimentverlagerungen im Bereich des Standorts führen.

Anmerkung: Die Bewertung der Auswirkungen radioaktiver Schadstofffreisetzungen wird im Abschnitt 5.7.4 behandelt.

- ***Auswirkungen auf die Morphologie der Sedimente***

Die Ausbaggerarbeiten im Bereich der Wasserentnahmepunkte führen zur Mobilisierung und Rückführung von Sedimenten in die Umwelt, die hauptsächlich aus Sand und Pflanzenresten bestehen. Das maximale Jahresvolumen der vom Kraftwerk von Blayais mobilisierten Sedimente wird auf weniger als 50.000 m³ (durchschnittlich ca. 42.000 m³) geschätzt. Im Verhältnis zu den 2,8 Millionen Tonnen Sedimente, die die Garonne und die Dordogne jedes Jahr in die Mündung schwemmen, ist diese Menge vernachlässigbar. Die zurückgeführte Sedimentmenge gilt als geringfügig im Vergleich zu den natürlichen Sedimentflüssen in der Gironde-Mündung, deren Dynamik durch den sogenannten „Schlammstopfen"[24] geregelt wird.

[24] Schlammablagerungen sind in Mündungen häufig und in der Gironde besonders ausgeprägt. In diesem Bereich ist die Wassertrübung durch Schwebstoffe (MES) aufgrund der von den Flüssen mitgerissenen schwebenden Sedimente hoch. Die Ablagerungen bilden sich in dem Bereich, in dem das Süßwasser auf salzhaltiges Meerwasser trifft. Dieser Bereich kann mehrere Dutzend Kilometer lang sein und MES-Konzentrationen von über 1 g/l aufweisen. Die Frühjahreshochwasser schwemmen einen großen Teil dieser als „Schlammstopfen" bezeichneten Schlammablagerungen fort.

Außerdem sind die physikalisch-chemischen Eigenschaften der ausgebaggerten Sedimente, die aus Lehm sowie mittelgroben und groben Sanden bestehen, vergleichbar mit den natürlichen Hintergrundwerten der Gironde. Die Wiedereinleitung dieser Sedimente in die Umwelt fügt sich nahtlos in die Sedimentdynamik der Trichtermündung ein, sorgt für die ordnungsgemäße Funktion der Wasserentnahme- und -freisetzungsbauwerke und gewährleistet so die Sicherheit und das Temperaturmanagement der Anlagen. Durch die Wahl eines Zeitraums für diese Maßnahmen (Oktober bis November, höchstens noch bis Dezember), der optimal die für die Fischbestände kritische Periode berücksichtigt, sowie durch die Art und den Umfang der Arbeiten können die potentiellen Auswirkungen auf die betroffenen Themenbereiche deutlich verringert werden.
Die Wiedereinleitung der Ausbaggersedimente hat somit keine maßgeblichen negativen Auswirkungen auf die Morphologie der Sedimente der Gironde und beeinträchtigt nicht die Sedimentverlagerungen im Standortbereich.

- ***Empfindlichkeit gegenüber dem Klimawandel***

Die durch den Klimawandel verursachten Veränderungen, die die Ergebnisse der vorliegenden Studie beeinflussen könnten, betreffen hauptsächlich den Anstieg der Wassertemperatur.

Unter den diversen Variablen, die die Entwicklung der Wasserlebensräume beeinträchtigen und so die Ergebnisse der vorliegenden Studie beeinflussen können, ist die Wassertemperatur einer der Variablen deren Entwicklungstendenz belegt ist und mit den weltweiten Änderungen des Zusammenspiels zwischen den Ozeanen und der Atmosphäre einhergeht.
Im Rahmen der vorliegenden Studie zeigen die seit 1993 beobachteten Tendenzen der in der Gironde-Mündung im Bereich des Kraftwerks von Blayais gemessenen Wassertemperatur einen Anstieg der Jahresdurchschnittstemperaturen um etwa 0,6 °C über jeweils 10 Jahre,
Die von EDF R&D auf der Grundlage globaler Klimamodelle erstellten Klimaprognosen haben eine Entwicklung der Jahresdurchschnittstemperatur der Gironde-Mündung zwischen +0,5 °C und +0,7 °C bis 2035 (also über den Zeitraum von 2020 bis 2049) ergeben.
Dabei ist jedoch zu berücksichtigen, dass diese Ergebnisse hohe Unsicherheiten aufweisen, die durch den Modellierungsvorgang bedingt sind, insbesondere aufgrund der Fächerung der Ergebnisse der Klimamodelle, aber auch ihrer Übertragung auf lokaler Ebene.
Aktuelle Studien betrachten einen kürzeren Zeitraum (10 Jahre), jedoch sind bisher keine zuverlässigen Prognosenmodelle verfügbar, die die genaue Entwicklung der Klimaparameter für einen solchen Zeitraum vorhersagen können, da die natürlichen Schwankungen des Klimasystems bisher für 10 Jahre noch nicht hinreichend modelliert werden konnten.
Die Untersuchung der lokalen Auswirkungen des Klimawandels ist Gegenstand zahlreicher laufender Forschungsprojekte bezüglich der Entwicklung von Methoden zur Erstellung von Klimaprognosen auf lokaler Ebene, wie hier hinsichtlich der Wassertemperatur der Mündung im Bereich des Kraftwerks von Blayais.
In Anbetracht der verfügbaren Daten und der geringen Zunahme der Meerestemperaturen in Verbindung mit den Klimaänderungen über zehn Jahre gelten die in der vorliegenden Auswirkungsstudie verwendeten Szenarien als repräsentativ für die Klimakunde des Kraftwerks von Blayais.

5.7.3. Böden und Grundwasser

- ***Auswirkungen auf die Böden***

Für das Kraftwerks wurden verschiedene Ausbauarbeiten durchgeführt, unter anderem die Errichtung der Standortplattform in einer Höhe von 4,5 m NGF 0. Dazu wurden Spundwände (Schalwände) mit einer durchschnittlichen Höhe von 31 m errichtet, um die Baugruben trocken zu halten und den natürlichen Schlamm bis zu einer Schichtdicke von 17 m abzutragen und durch Sandaufschüttungen zu ersetzen.
Eine umfassende Untersuchung der historischen Daten und der Umweltüberwachung hat zur Verbesserung der Kenntnis des Unterbodens und zur Ermittlung vergangener und aktueller Tätigkeiten und deren Risikopotenzial geführt. Diese Studie hat mehrere historische Tritiumbelastungen des Grundwassers innerhalb der Schalwände nachgewiesen. Im Umkreis des Kraftwerks wurden jedoch auf der Grundlage dieser historischen Daten keine radiologischen Belastungen des Bodens festgestellt.
Von September 2020 bis Januar 2021 wurden zusätzliche Untersuchungen durchgeführt. Dabei wurden 25 Bohrungen, 12 Baggeraushübe und 114 Bodenproben für chemische Analysen sowie 72 Bodenproben für radiologische Analysen vorgenommen. Bei einer weiteren Untersuchungskampagne im Juli 2021 wurden sieben Bodenbohrungen bis 4 m Tiefe

unterhalb der Punkte durchgeführt, an denen bei der vorherigen Kampagne inkonsistente Ergebnisse für Cesium-137 und Kobalt-60 ermittelt wurden. Im Rahmen dieser Kampagne konnten die ersten Befunde widerlegt werden. Die Ergebnisse ergaben eine allgemeine Übereinstimmung mit den vom Menschen verursachten Hintergrundwerten, mit Ausnahme einiger Proben, die leicht erhöhte Kadmium-, Quecksilber- und Zinkwerte aufwiesen, die aller Wahrscheinlichkeit nach mit der inhärenten Qualität der errichteten Aufschüttungen verbunden sind. Diese Grenzwertüberschreitungen erfordern keine besonderen Überwachungsmaßnahmen.
Die radiologischen Analysen konnten nachweisen, dass keine Bodenbelastungen vorhanden sind, mit Ausnahme dreier Bodenproben in dem gesättigten Bereich beim PTR-Behälter des Reaktors Nr. 1, die Tritium enthielten. Dieser Befund entspricht der Ende 2017 festgestellten historischen Belastung des Grundwassers, die bereits zu einer Überwachung und entsprechenden Aufbereitungsmaßnahmen geführt hat.
Daraus kann geschlossen werden, dass der normale Kraftwerksbetrieb keine Auswirkungen auf die Böden unterhalb des Kraftwerks hat. Der Betrieb des Kraftwerks kann aufgrund historischer Störfälle zu lokal begrenzten Auswirkungen auf die Böden führen. Für diese Fälle werden innerhalb und außerhalb des Kraftwerks systematisch besondere Managementmaßnahmen und eine verstärkte Überwachung eingerichtet, um potentielle Auswirkungen zu verringern und einzuschränken.

- ***Auswirkungen auf das Grundwasser***

In Bezug auf das Kraftwerk von Blayais hat der Bau der für den Betrieb des Standorts erforderlichen Anlagen und Bauwerke den Verlauf des Grundwassers vor Ort geändert (tiefe Fundamente, geotechnische Einfriedungen, Wasserbauwerke...). Seit seiner Inbetriebnahme erfolgt im Kraftwerk von Blayais eine qualitative und quantitative Überwachung der vorhandenen Grundwasserschichten im Bereich der Anlagen. Die Untersuchung der von 2013 bis 2020 durchgeführten Messungen und ihrer 12.400 chemischen und 2.300 radiologischen Analysen, die anhand von etwa 30 Piezometern erhoben wurden, hat einige Überwachungsgrenzwertüberschreitungen ergeben.

- Es wurden begrenzte Überschreitungen der Vergleichswerte für Natrium, Chlorate, Eisen, Mangan und Kjeldahl-Stickstoff festgestellt, die mit den geologischen Eigenschaften des Unterbodens zusammenhängen, jedoch nicht mit dem Betrieb des Kraftwerks.
- An neun Piezometern wurden Untersuchungsgrenzwertüberschreitungen für Phosphate festgestellt, einschließlich mehrerer Überschreitungen des Handlungsgrenzwerts in den Jahren 2017 bis 2019. Die Entfernung der Piezometer lässt jedoch vermuten, dass diese Werte zu den natürlichen hydrochemischen Hintergrundwerten des Grundwassers zählen könnten.
- Regelmäßige Überschreitungen des Untersuchungsgrenzwerts sowie begrenzte Überschreitungen des Handlungsgrenzwerts wurden für den Parameter „Gesamtkohlenwasserstoffe“ festgestellt und haben zur Einrichtung einer verstärkten Überwachung und spezieller Managementmaßnahmen geführt.
- 2017 wurden Überschreitungen des Untersuchungsgrenzwerts für Nitrate festgestellt, die zur Implementierung von behebenden Maßnahmen zur Verhinderung eines erneuten Auftretens geführt haben.
- Seit 2017 werden im Bereich des Reaktors Nr. 1 wiederholte Überschreitungen des Untersuchungsgrenzwerts für Tritium festgestellt, die mit dem Vorhandensein von tritiumhaltigem Wasser in den Bunkern unter dem Hilfsnuklearanlagegebäude zusammenhängen. Diese Schadstoffbelastung hat seit 2017 zu besonderen Managementmaßnahmen geführt, z. B. der Sanierung und Aufbereitung der Anlagen. Durch diese Managementmaßnahmen konnte die Tritiumaktivitätskonzentration in diesem Wasser deutlich verringert werden.

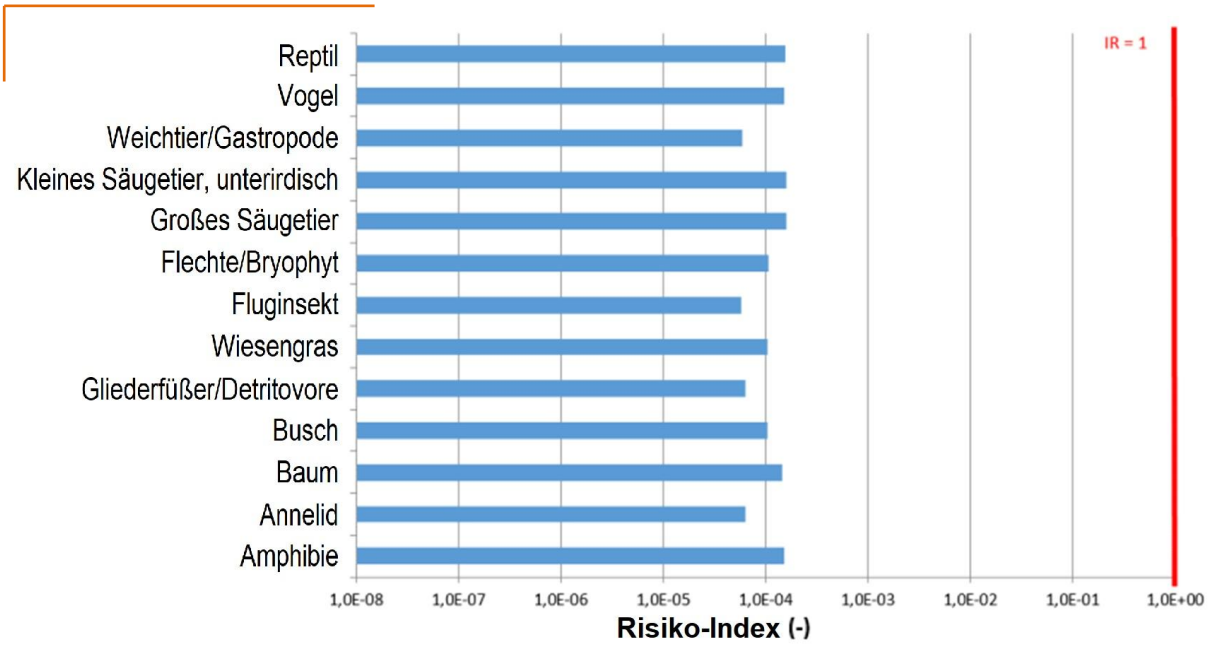
In den Grundwasserproben, die außerhalb der geotechnischen Einfriedung des Kraftwerks von Blayais vorgenommen wurden, konnten keine Belastungen oder Grenzwertüberschreitungen festgestellt werden, die dem Kraftwerksbetrieb zuzuschreiben sind.

Der Betrieb des Kraftwerks kann bei historischen Störfällen oder Lecks an den Leitungssystemen zu räumlich und zeitlich begrenzten Auswirkungen auf die Grundwasserschichten führen. Für diese Fälle werden innerhalb und außerhalb des Kraftwerks systematisch besondere Managementmaßnahmen und eine verstärkte Überwachung eingerichtet, um potentielle Auswirkungen zu verringern und einzuschränken.

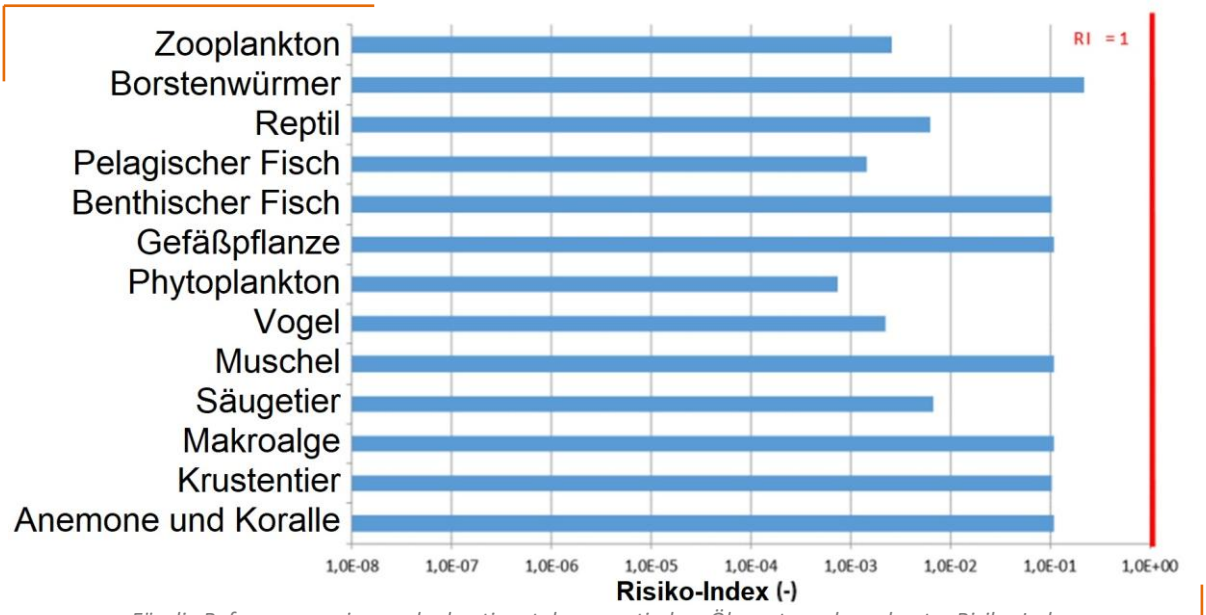
5.7.4.Radioökologie

Wie bereits im Abschnitt 5.2 dargelegt, beruht die Bewertung der Auswirkungen der radioaktiven Schadstoffe auf die

Umwelt auf einem Vergleich der durch radioaktive Schadstoffe verursachten Dosisrate mit einem auswirkungsfreien Dosisratenwert für jeden einzelnen Referenzorganismus. Dieser Vergleich führt zur Berechnung eines Risiko-Index. Liegt der Risiko-Index unter 1 kann daraus geschlossen werden, dass das Risiko vernachlässigbar ist.
Die nachfolgenden Grafiken zeigen den für die Referenzorganismen festgelegten Risiko-Index in den Land- und Wassersegmenten.



Für die Referenzorganismen der Ökosysteme an Land berechneter Risiko-Index



Für die Referenzorganismen der kontinentalen aquatischen Ökosysteme berechneter Risiko-Index

Bei einem Index, der grundsätzlich unter einer Einheit liegt, ist das mit den flüssigen und atmosphärischen Freisetzungen radioaktiver Stoffe aus dem Kraftwerk von Blayais verknüpfte Umweltrisiko aktuell und für die kommenden 10 Jahre vernachlässigbar.

5.7.5.Artenvielfalt

Die bereits vorgestellte Analyse der Auswirkungen des Betriebs des Standorts von Blayais auf die Luft und die Klimafaktoren, die Oberflächengewässer und den strahlentechnischen Zustand der Umwelt zeigt keine maßgeblichen Auswirkungen des Standorts von Blayais auf die ökologischen Eigenschaften der Umwelt auf, die für die Entfaltung der biologischen Vielfalt im Studiengebiet relevant sind.

Der Kraftwerksbetrieb in Blayais hat keine Auswirkungen auf die schützenswerten Naturgebiete und beeinträchtigt nicht die volle Entfaltung der biologischen Zyklen der Pflanzen- (Wasser-, Sumpf- und Landpflanzen) und Tierarten (Wirbellose, Fische, Amphibien, Reptilien, Vögel, Säugetiere) im Studiengebiet.

In Bezug auf den Wasserlebensraum in der Mündung werden bei den für die Kühlung nötigen Wasserentnahmen auch Lebewesen angesaugt (insbesondere einige kleine Fischarten oder Jungfische).

Um diese Auswirkungen besser bewerten und quantifizieren zu können werden derzeitig die Studien über die Auswirkungen auf diese Lebewesen von EDF in Zusammenarbeit mit auf die Ökologie der Wasserlebensräume spezialisierten Beratungsunternehmen aktualisiert. Parallel dazu implementiert der Standort Maßnahmen zur Vermeidung und Verringerung der Auswirkungen, insbesondere durch Vorrichtungen zum Absammeln und Zurückleiten der Lebewesen in die Umwelt. Dies erfolgt durch Niederdruckabspülen der Filtertrommeln, zusammen mit weiteren begleitenden Maßnahmen, die insbesondere den Zweck haben, gemeinsam mit Partnern aus der Wissenschaft die Kenntnisse über den Lebenszyklus des Maifischs zu verbessern.

5.7.6.Bevölkerung und deren Gesundheit

- ***Bewertung der dosisbedingten Auswirkungen auf den Menschen***

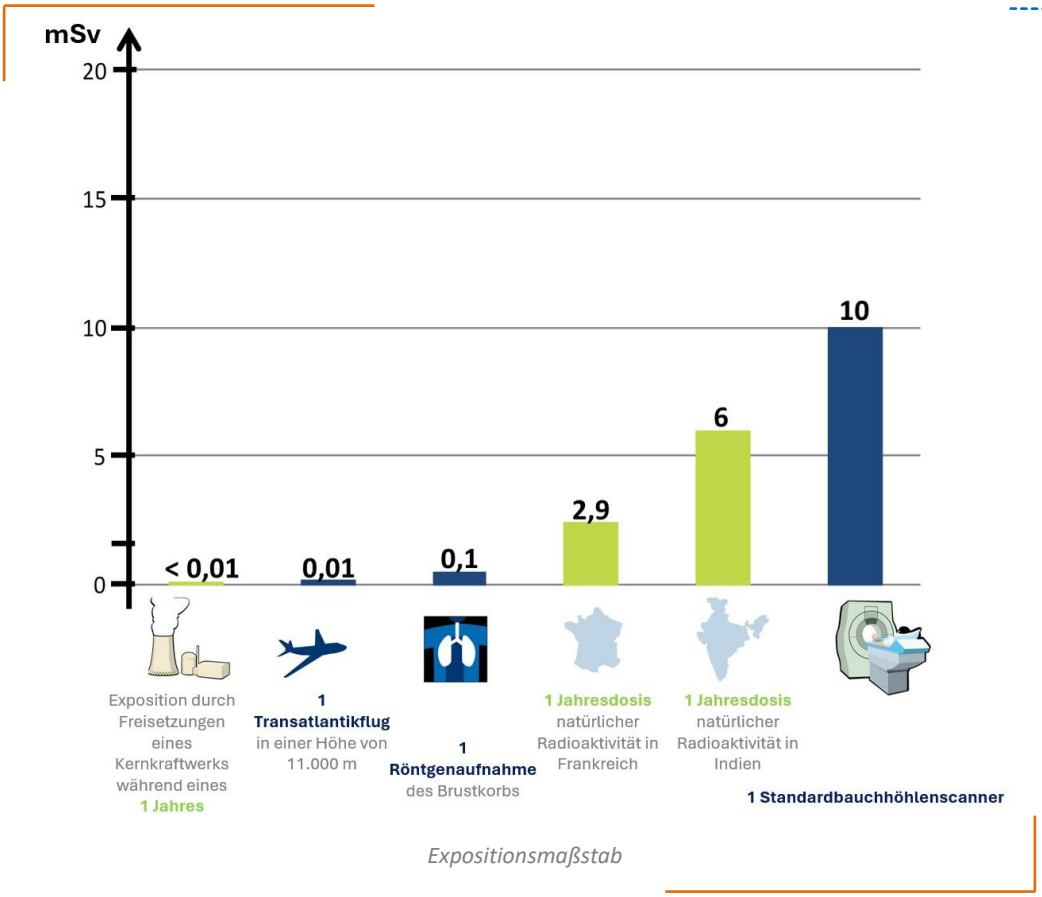
Die Gesamtauswirkungen der Freisetzung radioaktiver Schadstoffe durch das Kraftwerk von Blayais auf die Bevölkerung berücksichtigen die interne und externe Exposition durch Freisetzung flüssiger radioaktiver Schadstoffe und durch die Atmosphäre. Sie werden für die Referenzpersonen bestimmt, d. h. die Personen in einem Umkreis von 5 km um das Kraftwerk, bei denen die Exposition potentiell am wahrscheinlichsten ist.
Die jährliche **Gesamtwirkdosis** durch die interne und externe Exposition durch die freigesetzten flüssigen radioaktiven Schadstoffe des Standorts wird geschätzt:

Die **Wirkdosis** misst die biologischen Auswirkungen der Radioaktivität. Sie wird in Sievert (Sv) bzw. meistens in Millisievert (mSv) oder Mikrosievert (µSv) angegeben.

- für Erwachsene auf $3{,}7.10^{-6}$ Sv/Jahr, d. h. weniger als 10 µSv/Jahr;
- für zehnjährige Kinder auf $2{,}3.10^{-6}$ Sv/Jahr, d. h. weniger als 10 µSv/Jahr;
- für einjährige Kinder auf $5{,}4.10^{-7}$ mSv/Jahr, d. h. weniger als 1 µSv/Jahr.

Diese Dosen betragen weniger als 1 % des jährlichen Expositionsgrenzwerts aus dem Kraftwerksbetrieb, der vom Art. R. 1333-11 des französischen Sozialgesetzbuchs auf 1 mSv festgelegt wird.

Um diese Dosen mit anderen Expositionsarten zu vergleichen, zeigt die folgende Abbildung die Größenordnungen der in normalen Situationen empfangenen Dosen.



Expositionsmaßstab

▪ *Bewertung der Gesundheitsrisiken durch Chemikalienfreisetzungen*

Es wurde nachgewiesen, dass die aktuellen Freisetzungen des Kraftwerks von Blayais keinen Einfluss auf den chemischen Zustand der Gironde-Mündung haben.
Die prospektive Bewertung der Gesundheitsrisiken (ERPS – Évaluation prospective des risques sanitaires, siehe Abschnitt 5.2) ergab keine Gesundheitsrisiken, weder aufgrund flüssiger Chemikalienfreisetzungen in die Gironde-Mündung, die dem Kraftwerk von Blayais zuzuschreiben wären, auf die benachbarten Bevölkerungsgruppen, die potentiell durch den Verzehr von Meereserzeugnissen und das versehentliche Verschlucken von Wasser aus der Mündung beim Baden exponiert wären.
Die Studie weist auch keine Gesundheitsrisiken durch atmosphärische Freisetzungen von Chemikalienausflüssen im Rahmen des Betriebs des Kraftwerks von Blayais für die benachbarten Bevölkerungsgruppen auf, die potentiell die Substanzen einatmen könnten.

▪ *Bewertung der Auswirkungen der Lärm- und Vibrationsbelastung*

Im Kraftwerk von Blayais werden alle zehn Jahre akustische Messkampagnen vorgenommen, um sicherzustellen, dass der Standortbetrieb keinen Lärm verursacht, der sein unmittelbares Umfeld beeinträchtigt. Die letzte, 2021 durchgeführte Kampagne zeigt, dass in der Zone mit reglementiertem Aufkommen (ZER – Zone à émergence réglementée) Nr. 2 im Norden des Kraftwerks die im Artikel 3 der Verordnung vom 23. Januar 1997 festgelegten zulässigen Werte während der Nacht überschritten werden. Diese Wertüberschreitungen verursachen jedoch keine für die Gesundheit oder Sicherheit seines Umfelds maßgeblichen akustischen Belastungen.

Artikel 4.3.5 der INB-Verordnung sieht vor, dass die ASNR entsprechend den inhärenten Eigenschaften der Anlage oder ihres Umfelds und nach Stellungnahme des Rats des Départements für Umwelt, Gesundheitsrisiken und technologische Risiken besondere Bestimmungen festlegen kann.
Im Hinblick auf die besonderen Eigenschaften der Anlagen, ihres Umfelds und technisch-wirtschaftlichen Gesichtspunkten, hat EDF am 6. Mai 2020 der ASN einen Antrag zur Anpassung der Bestimmungen zur Lärmbegrenzung aus Artikel 3 der Verordnung vom 23. Januar 1997 vorgelegt. Die ASN hat im Juni 2023 im Rahmen der Erneuerung der Entnahme- und Freisetzungsgenehmigung des Kraftwerks von Blayais eine gegenteilige Bestimmung erlassen.

Außerdem verursacht der Betrieb der Anlagen (hauptsächlich der rotierenden Maschinen) Schwingungen. Die Vibrationen können innerhalb der Anlagen wahrgenommen werden, jedoch aufgrund der Bauwerkskonzepte und Bodenbeschaffenheit nicht außerhalb der Anlagen. Für die benachbarten Bevölkerungsgruppen besteht somit keinerlei Risiko von Emissionen durch die bestehenden Anlagen.

- ***Bewertung der Auswirkungen der Lichtemissionen***

Die Lichtemissionen des Kraftwerks von Blayais entstehen hauptsächlich durch die Sicherheitsbeleuchtung des Standorts (Schutz gegen unerlaubtes Eindringen, Warnung für Flugzeuge...). Daher sind sie unerlässlich; ihre visuellen Auswirkungen außerhalb des Standorts werden durch die Ausrichtung dieser Leuchten minimiert. Die Auswirkungen der Lichtemissionen sind vernachlässigbar.

5.7.7. Menschliche Aktivitäten

- ***Analyse der Auswirkungen auf die Flächennutzung***

Die Bewertung der gesundheitlichen Auswirkungen der radioaktiven und chemischen Ausflüsse aus dem Kraftwerk von Blayais zeigt keine ihm zuzuschreibenden Gesundheitsrisiken für die potentiell exponierten benachbarten Bevölkerungsgruppen auf.
Die Bewertung der umweltseitigen Exposition der Menschen durch radioaktive und chemische Schadstofffreisetzungen des Kraftwerks von Blayais führt zu dem Schluss, dass keine maßgeblichen Auswirkungen auf die Bodennutzung und insbesondere die Nutzung der landwirtschaftlichen Flächen und Sachwerte (Wohnhäuser, Industriegebiete usw.) vorhanden sind.

- ***Analyse der Auswirkungen auf die Landschaft und das Kulturerbe***

Das Kraftwerk von Blayais wurde zwischen Januar 1976 und April 1981 errichtet. Somit besteht das Kraftwerk seit etwa vierzig Jahren und ist nun fester Teil der Landschaft. Der Betrieb des Kraftwerks von Blayais hat keine Auswirkungen auf die Landschaft und das Kulturerbe. Wie bereits im Abschnitt 5.6 angegeben, sind keine Weiterentwicklungen des Kraftwerks geplant, die diese Schlussfolgerungen für die kommenden 10 Jahre in Frage stellen könnten.

- ***Analyse der Auswirkungen auf die Wassernutzung***

Der Betrieb des Kraftwerks von Blayais erfordert diverse Wasserversorgungsbedürfnisse, wobei der Hauptwasserverbrauch der Kühlung der Verflüssiger dient. Das aus der Mündung entnommene Kühlwasser wird jedoch vollumfänglich in die Umwelt zurückgeleitet.
Andererseits zeigt die Bewertung der gesundheitlichen Auswirkungen der radioaktiven und konventionellen Ausflüsse (einschließlich der beim Verzehr von Nahrungsmitteln, z. B. den Erzeugnissen aus der Mündung und in schädigenden Mengen beim Baden) keine Gesundheitsrisiken für die potentiell exponierten benachbarten Bevölkerungsgruppen auf, die dem Betrieb des Kraftwerks von Blayais zuzuschreiben wären.
Somit hat der Betrieb des Kraftwerks von Blayais keine Auswirkungen auf die Verfügbarkeit der Wasserressource und die Art der Ausflüsse stellt die Nutzung des Wassers in der Nähe des Kraftwerks von Blayais nicht in Frage.

- ***Analyse der Auswirkungen auf die Infrastrukturen und Kommunikationswege***

Der Betrieb des Kraftwerks von Blayais verursacht ein tägliches Verkehrsaufkommen von etwa 2.000 Fahrzeugen, das hauptsächlich aus den Fahrzeugen der Mitarbeiter besteht. Die Anzahl Lastkraftwagen zum Transport der Brennstäbe, Abfälle und Betriebsmittel liegt durchschnittlich bei 370 LKW pro Jahr, was weniger als zwei LKW pro Werktag entspricht. Außerdem belegen die Straßenverkehrsdaten, dass:

- das durchschnittliche Verkehrsaufkommen auf der D137 etwa 6.257 Fahrzeuge pro Tag beträgt. 7,3 % davon sind LKW;
- das durchschnittliche Verkehrsaufkommen auf der D206 etwa 5.223 Fahrzeuge pro Tag beträgt. 3,9 % davon sind LKW.

Das vom Kraftwerksbetrieb verursachte Gesamtverkehrsaufkommen beträgt bis zu 38 % des Gesamtverkehrsaufkommens des umliegenden Straßennetzes.
Das Kraftwerk verursacht keinerlei Schienenverkehr in einem Umkreis von 10 km. Die Schifffahrt beschränkt sich lediglich auf die Kampagnen zur Entnahme von Proben aus der Umwelt und auf die jährlichen Ausbaggerarbeiten des Meeresbodens im Bereich der Wasserentnahmepunkte.

Analyse der Auswirkungen auf das Industrieumfeld

Der Betrieb des Kraftwerks von Blayais verursacht keine Wechselbeziehungen zu sonstigen Industrieanlagen im lokalen Studiengebiet; er hat keine Auswirkungen auf das Industrieumfeld.

Analyse der Auswirkungen auf Freizeitanlagen und -aktivitäten

Die Bewertung der gesundheitlichen Auswirkungen der radioaktiven und konventionellen Ausflüsse (durch den Verzehr von Nahrungsmitteln, z. B der Erzeugnisse aus der Mündung) aus dem Kraftwerk von Blayais zeigt keine ihm zuzuschreibenden Gesundheitsrisiken für die potentiell exponierten benachbarten Bevölkerungsgruppen auf.
Daher hat der Betrieb des Kraftwerks von Blayais keine maßgeblichen Auswirkungen auf Freizeitanlagen und -aktivitäten.

Analyse der Auswirkungen auf sonstige Nutzungen

Die ermittelten sonstigen Nutzungen sind die Fischerei und die Aquakultur.
Die Bewertung der gesundheitlichen Auswirkungen der radioaktiven und konventionellen Ausflüsse (auch beim Baden und durch den Verzehr von Nahrungsmitteln, z. B der Erzeugnisse aus der Mündung) aus dem Kraftwerk von Blayais zeigt keine Gesundheitsrisiken für die potentiell exponierten benachbarten Bevölkerungsgruppen auf.
Außerdem entnimmt das Kraftwerk von Blayais das Wasser zur Kühlung seiner Anlagen aus der Gironde-Mündung. Das Konzept der Wasserentnahmebauwerke begrenzt das Ansaugen von Lebewesen am Entnahmepunkt. Dennoch werden bei der Wasserentnahme Wasserlebewesen an den Entnahmepunkten des Kraftwerks von Blayais angesaugt, insbesondere kleine Fischarten oder einzelne Individuen (hauptsächlich Jungfische), die nicht über die nötige Kraft verfügen, um dem Saugstrom zu entkommen.
Durch eine über ein Jahr laufende technische Studie konnten die Mengen Wasserlebewesen quantifiziert werden, die der Filterung des Kraftwerks zum Opfer fallen. Ein Teil der angesaugten Lebewesen wird lebend in die Mündung zurückgeführt, wobei die Sterblichkeitsrate von der Art abhängt. Die von den Entnahmepunkten des Kraftwerks von Blayais angesaugten Mengen an Wasserlebewesen sind bei manchen Arten durchaus beträchtlich im Verhältnis zu den von den lokalen Fischereibetrieben oder im ICES-Gebiet[25], in dem das Kraftwerk liegt, gefischten Mengen. Dies ist insbesondere bei Aalen und Sägegarnelen der Fall. Jedoch ist für diese Arten der Markt gering.
Die Wasserentnahme in der Gironde-Mündung, die für den Betrieb des Kraftwerks von Blayais erforderlich ist, hat wahrscheinlich Auswirkungen auf den Fang bestimmter Arten. Vermeidungsmaßnahmen (Konzept der Wasserentnahmepunkte) dienen dazu, diese potenziellen Auswirkungen auf die Fischerei zu mildern. Außerdem arbeitet EDF an der Verbesserung der Kenntnisse, insbesondere bezüglich des Maifischs, um durch bestmögliche Maßnahmen die Bestände dieser Arten zu erhalten und, im Falle der Finte, dazu beizutragen, den Fischfang aufrecht zu erhalten.

Analyse der Auswirkungen auf den Energieverbrauch

Der Betrieb des Kraftwerks von Blayais dient der Erzeugung von elektrischer Energie: 25,3 TWh im Jahr 2019, 23,4 TWh im Jahr 2020 und 24,5 TWh im Jahr 2021.
Der Stromverbrauch des Kraftwerks beträgt jeweils 87 GWh, 122 GWh und 98 GWh für die Jahre 2019, 2020 und 2021, was demnach 0,3 %, 0,5 % et 0,4 % der vom Kraftwerk erzeugten elektrischen Energie entspricht.
Das Kraftwerk von Blayais verfügt auch über Diesel-Notstromaggregate. Deren ordnungsgemäße Funktion wird durch periodische Probeläufe gewährleistet. 2021 lag der mit diesen Probeläufen verbundene Jahreskraftstoffverbrauch bei etwa 240 m³ Offroad-Diesel („roter“ Diesel).
Der Kraftwerksbetrieb hat somit keine Auswirkungen auf den Energieverbrauch.

[25] Der International Council for the Exploration of the Sea (ICES) hat die Zone 27, die dem Nord-Ost-Atlantik entspricht, in Unterzonen und Teilzonen unterteilt. Die Unterzonen und Teilzonen werden als „ICES-Zone“ bezeichnet.

5.7.8.Abfallmanagement

5.7.8.1. Erzeugte Abfälle

Für seine Tätigkeiten zur Stromerzeugung, Anlagenwartung, Lagerung der Abfälle und Logistik erzeugt der Betrieb des Kraftwerks von Blayais zwei Arten von Abfällen: radioaktive Abfälle und konventionelle Abfälle.

- Radioaktive Abfälle werden entsprechend ihrer Radioaktivitätsklasse und der Halbwertszeit der enthaltenen Radionuklide eingestuft. Sie stammen aus:
  - Der Aufbereitung radioaktiver Ausflüsse: Filter, Aktivkohle, Verdampfungskonzentrate, Wasserfilter, Ionentauscherharze, Schlamm...; ;
  - Den Maßnahmen zum Handling der Brennelemente: Bündel, Stabhüllen, Brennelementgestelle...;
  - Den normalen Wartungsmaßnahmen: radioaktive Ausschussteile aus der Mechanik, Werkzeug, Stoffabfälle...;
- Die konventionellen Abfälle sind Abfälle, die in den Bereichen ohne radioaktive Stoffe erzeugt werden. Sie bestehen aus inerten Abfällen (Schutt, Erde...), nicht inerten ungefährlichen Abfällen (Holz, Verpackungen, Papier, Karton, Glas, Kunststoff, Metalle...) , und gefährlichen Abfällen (Lacke, Kohlenwasserstoffabfälle, Asbest...).

WEITERE INFORMATIONEN ÜBER … DEN ZYKLUS DER BRENNELEMENTE IN FRANKREICH

Der Hauptbrennstoff, der in Kernreaktoren verwendet wird, ist Uran, eine natürliche Ressource. Der „Brennelementezyklus“ bezeichnet sämtliche Industrieschritte, die die Brennelemente betreffen, vom Abbau des Erzes bis zur Lagerung der radioaktiven Abfälle aus den verbrauchten Brennstäben.
Der Brennelementezyklus besteht aus drei Schritten:

- Erste Phase des Zyklus: das Uran wird abgebaut, mittels eines chemischen Verfahrens in einen gasförmigen Zustand umgewandelt und angereichert. Dieses Material wird als Kernbrennstofftablette in hermetisch verschlossene Metallrohre eingesetzt, die zu Brennelementbündeln aus angereichertem Natururan (UNE – Uranium naturel enrichi) zusammengebaut werden.
- Zentrale Phase des Zyklus: diese Brennelementbündel werden in die Reaktoren geladen und vier bis fünf Jahre lang verwendet, um elektrischen Strom zu erzeugen.
- Letzte Phase des Zyklus: Nach diesem Zeitraum werden die Brennelementbündel ausgebaut und während einer ersten Phase zum Abbau der Wärme und Radioaktivität im Abklingbecken des Brennelementelagers des Kraftwerks zwischengelagert. Anschließend werden die Brennelementbündel nach der Aufbereitung in einem „geschlossenen Zyklus“ recycelt, wobei die recycelbaren Energieträger der verbrauchten Brennelemente (Plutonium und Uran) extrahiert und nur die Abfälle als solche betrachtet werden, die nicht wiederverwertbar sind.
- Aufgrund der Entscheidung der französischen Regierung für ein Recycling im „geschlossenen Zyklus“ können Ressourcen gespart und das erzeugte Abfallvolumen reduziert werden.



5.7.8.2. Modalitäten und Sektoren für das Abfallmanagement

Die verschiedenen Schritte für das Abfallmanagement sollen die Zumutbarkeit der Abfälle durch den oder die Sektoren gewährleisten, für die sie bestimmt sind, und die jeweiligen Auswirkungen verringern. Die Schritte des Abfallmanagements: Sortierung vor Ort, Sammeln, Prüfen, Verpackung und Abtransport.

- ***Radioaktive Abfälle***

Die radioaktiven Abfälle werden vor Ort nach Ortsdosisleistung (DeD – Débit d'équivalent de dose) – unter oder über 2 mSv/h bei Kontakt –, ihrem physikalischen Zustand (Feststoff oder Flüssigkeit), ihrer physikalischen Art und ihrem Produktionsort sortiert.
Sie werden an verschiedenen Stellen gesammelt, geprüft und verpackt, damit sie die Anforderungen der Spezifikationen des Sektors erfüllen, für den sie bestimmt sind (z. B. Verpackung in Betonverschalungen, Metallfässern oder Kunststoffbehältern für technologische, nur schwach radioaktive Abfälle, im Big-Bag oder Kisten für technologische, nur sehr schwach radioaktive Abfälle).
Die Zwischenlagerbereiche und -anlagen sowie die Zwischenlager-Referenzdauern von radioaktiven Abfällen berücksichtigen die Art und Radioaktivität der Abfälle sowie die Eigenschaften der Anlagen und Bereiche für die dazugehörigen Zwischenlageranlagen und Bereiche.

Nach der Zwischenlagerung werden die Abfälle des Standorts entsprechend ihrer Eigenschaften den jeweiligen Sektoren der nationalen Behörde für die Verwaltung radioaktiver Abfälle (ANDRA – Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs) und von Cyclife France (CENTRACO) zugeführt:

- Der Verbrennungssektor von Cyclife France (**CENTRACO**) zur Aufbereitung sogenannter „technologischer" Abfälle (Vinyl, Papier, Lappen...), Ionentauscherharze, wässrige Ausflüsse, borhaltige Konzentrate, Öle und Lösemittel;
- Der Verbrennungssektor von Cyclife France (CENTRACO) zur Aufbereitung eisenhaltiger Metallabfälle und gemischter Abfälle sowie bestimmter massiver Teile, unter der Voraussetzung der Annahme der Anfrage;
- Der Lagerungssektor der ANDRA mit der Lagerstätte im Departement Aube (CSA – Centre de stockage de l'Aube) oder des Industriezentrums mit Sammelzwischenlager- und -lagerstätte (CIRES – Centre industriel de regroupement d'entreposage et de stockage) sammeln, bereiten ggf. auf und lagern Abfälle mit sehr schwacher bis mittlerer Radioaktivität.

Das Aufbereitungs- und Verpackungszentrum **CENTRACO** (CENtre de TRAitement et de COnditionnement) ist eine Industrieanlage zur Aufbereitung von sehr schwach bis mäßig radioaktiven Abfällen mit kurzer Halbwertszeit.



©EDF
CENTRACO-Lebenszyklus – Trennen mit dem Schneidbrenner vor dem Einschmelzen

Konventionelle Abfälle

Konventionelle Abfälle werden in einer minimalen Entfernung vom Ort ihrer Erzeugung gesammelt. Bestimmte Abfälle werden im Überführungslager für konventionelle Abfälle am Standort gesammelt und zwischengelagert, bevor sie nach einer Kontrolle weitergeleitet werden, die gewährleistet, dass am Standortausgang keine Kontamination vorhanden ist. Die vom Kraftwerk von Blayais für konventionelle Abfälle eingesetzten Sektoren werden in zwei Arten unterteilt: der Abfallbeseitigungssektor und der Wiederverwertungssektor.
Die Wahl des Sektors wird von den zwei folgenden Prinzipien bestimmt:

- Der Hierarchie der Abfallaufbereitungsmethoden, die vorzugsweise in der folgenden Reihenfolge zur Anwendung kommen: Wiederverwendung, Recycling, sonstige Wiederverwertungen (insbesondere für die Wärmegewinnung) und Abfallbeseitigung;
- Dem Prinzip der Standortnähe.

5.7.9.Maßnahmen zur Vermeidung und Minimierung der Auswirkungen und Kompensierungsmaßnahmen

ERC-MESSUNGEN

Die Reihenfolge „Vermeiden, verringern, kompensieren“ (ERC – Éviter, réduire, compenser) soll Umweltschäden vermeiden, diejenigen verringern, die nicht hinreichend vermieden wurden, und nach Möglichkeit die maßgeblichen Auswirkungen kompensieren, die weder vermieden noch hinreichend verringert werden konnten.

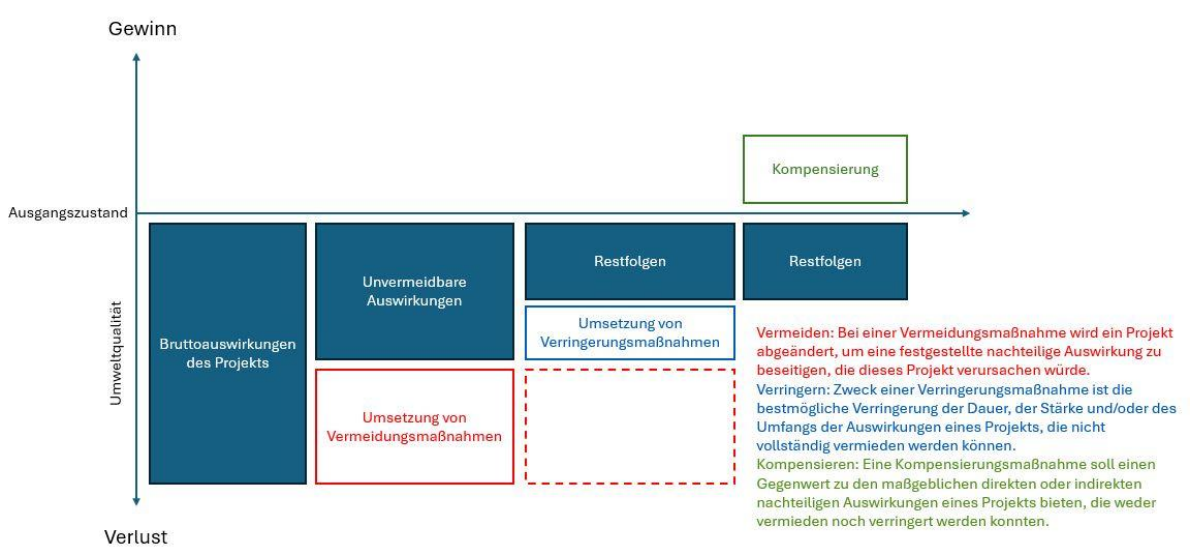


Abbildung der ERC-Sequenz in der französischen Rechtsprechung (Quelle: environnement.gouv.fr)

Luft und Klimafaktoren

Bei der Analyse der Auswirkungen auf Luft und Klimafaktoren wurden Verringerungsmaßnahmen berücksichtigt. Diese Analyse ergibt keine maßgeblichen Auswirkungen auf Luftqualität und Klima, so dass keine zusätzlichen Maßnahmen zur Kompensierung maßgeblicher negativer Folgen vorgeschlagen werden. Außerdem fördern die folgenden ergriffenen Maßnahmen die Begrenzung der CO_2-Freisetzungen hinsichtlich:

- der Personentransporte am Standort von Blayais:
  - Sämtliche Bereitschaftsfahrzeuge am Standort werden elektrisch betrieben;
  - Bereitstellung einer Buslinie seit etwa zehn Jahren;
  - Einrichtung eines Systems zur Förderung von Fahrgemeinschaften im Rahmen des Mobilitätsplan des Standorts durch Bereitstellung einer Austausch-Plattform und spezieller Parkplätze (in Eingangsnähe);
  - 2020 wurden im Rahmen des Implementierungsprogramms der Gruppe EDF EV100 100 Ladesäulen für Elektrofahrzeuge innerhalb der Kraftwerksgrenzen, sowie weitere Ladesäulen am Kraftwerk für Fahrzeuge mit hohem Nutzungsgrad aufgestellt. 2022 wurden weitere Ladesäulen installiert.
- Des Betriebs der Dieselmotoren: Implementierung eines Wartungsprogramms zur Vermeidung bzw. Verringerung der Abgasfreisetzungen. So kann z. B. die Verwendung eines Kraftstoffs mit sehr niedrigem Schwefelgehalt[26] und eines Frostschutzmittel aus Wasser und Glykol Verkokungen und Verlackungen in der Zylinderbohrung der Dieselmotoren begrenzen.

[26] Die Vorschriften fordern einen Schwefelgehalt unter 1 % Masse im schweren Heizöl gemäß der Verordnung vom 25. April 2000 über die Eigenschaften von schwerem Heizöl.

Das Kraftwerk von Blayais hat 2019 einen Dauerplan zur Verringerung von Schwefelhexafluoridaustritten implementiert, der die folgenden Regeln enthält: Suche und Lokalisierung des Lecks, Eindämmung und Behebung, Kontrolle und Prüfung, Implementierung eines Abbauplans.

Oberflächengewässer

Das Kraftwerk von Blayais verfügt über eine Organisation, die einen optimierten Umgang mit der Freisetzung seiner chemischen Ausflüsse in die Oberflächengewässer gewährleistet, und zwar:

- Verringerung an der Quelle der Erzeugung von Ausflüssen, insbesondere durch die Begrenzung der Produktmengen und der Chemikalienkonzentration in den flüssigen Ausflüssen;
- Selektives Sammeln der Ausflüsse, um jeden individuell so effizient wie möglich aufzubereiten oder ggf. sogar wiederzuverwenden;
- Sicherstellung der Leistungsfähigkeit der Ausflussaufbereitungsanlagen;
- Optimierung der Aufbereitung der Leitungssysteme, um die Freisetzungen von Chemikalien auf das absolute Minimum zu reduzieren, ohne jedoch die Wirksamkeit dieser Aufbereitungen zu beeinträchtigen.
- Überwachung der Beachtung der Vorschriften, hauptsächlich hinsichtlich der Modalitäten zur Kontrolle der Ausflüsse vor bzw. während einer Freisetzung und der Überwachung des Umfelds im Bereich des Kraftwerks von Blayais;
- Festlegung von jährlichen Freisetzungszielen unter den vorgeschriebenen Grenzwerten und Anstreben der kontinuierlichen Verbesserung;

Jede der vom Kraftwerk von Blayais implementierte Maßnahme entspricht der jeweils „Besten verfügbaren Technik“ (MTD – Meilleure technique disponible);

Böden und Grundwasser

Die wichtigsten Maßnahmen zur Vermeidung und Minderung der Auswirkungen auf die Böden und das Grundwasser sind dazu bestimmt, die Gefahr des Eindringens in die Böden und das Grundwasser auf ein Minimum zu reduzieren, unter Beachtung der Besonderheiten der gehandhabten Stoffe, die während der Bauphase, des Betriebs und der Wartung der betreffenden Anlagen und Vorrichtungen möglicherweise die Böden und das Grundwasser belasten könnten.
Die Lagerung und Verwendung von Gefahrstoffen unterliegen strengen Vorschriften. So erfolgt die Lagerung unter maximalen Vorbeugungsmaßnahmen, um ihre Freisetzung in die Umwelt zu verhindern (Sammelbecken, Verlagerung in abgedichtete Bereiche). Strategische Bereiche werden für den Fall von Freisetzungen mit Schadstoffsammelsets ausgestattet. Außerdem werden die Mitarbeiter auf die Problematiken hinsichtlich des Umgangs mit Gefahrstoffen hingewiesen. Die Schalwände bilden eine Barriere für die Schwemmlandgrundwasserströmungen und tragen so dazu bei, die Kontamination des Grundwassers im Falle eines versehentlichen Verschüttens im Bereich der Bauwerke zu vermeiden.
Außerdem verfügt das Kraftwerk von Blayais über Mittel zur Vermeidung und Minimierung der potenziellen Auswirkungen des Anlagenbetriebs, die entweder schon bei der Planung oder nachträglich im Rahmen der kontinuierlichen Verbesserung der Anlagen implementiert wurden. Zur effizienten Überwachung des Grundwasserzustands und frühzeitigen Erkennung möglicher Störfälle wurde ein Netzwerk aus Piezometern eingerichtet.

Radioökologie

Die implementierten Entwicklungs- und Betriebsmaßnahmen dienen der Begrenzung der Freisetzungen radiologischer Ausflüsse:

- Durch Verringerung der Schadstoffmengen an der Quelle (Recycling der Ausflüsse des Primärkreises, Verbesserung der Abdichtung der Brennstabhüllen, Brennstabhüllen aus Zirkoniumlegierung, die fast das gesamte bei der Spaltung entstehende Tritium im Innern der Brennstäbe isoliert);
- Durch eine **Filterung** oder spezielle Aufbereitung vor der Freisetzung;
- Durch Optimierung der Aktivitätskonzentration der in den Ausflüssen vorhandenen Radionuklide anhand des **radioaktiven Zerfalls** dieser Radionuklide;
- Durch Steuerung der Freisetzungen.

Die **Filterung** dient dazu, den Großteil der Radionuklide vor ihrer Freisetzung auszufiltern. Die Kernkraftwerke von EDF sind mit hochwirksamen Filtern (THE – Très haute efficacité) ausgestattet.

Der **radioaktive Zerfall** bezeichnet die Verringerung der Radioaktivität eines radioaktiven Stoffs durch spontane Zersetzung im Laufe der Zeit.

Artenvielfalt

Zusätzlich zu den bereits erläuterten Maßnahmen werden spezielle Maßnahmen zugunsten der Fauna und Flora im Rahmen der Entwicklung der Wasserentnahmebauwerke vorgeschlagen, um das Ansaugen von Lebewesen im Bereich der Wasserentnahme zu verhindern. So verhindern z. B. am Eingang der Pumpstation feste Vorfilterungsgitter mit einem Durchlass von 9 cm zwischen den Stangen das Eindringen von schwimmenden Gegenständen und größeren Individuen (> 100 mm). Trotz dieses Konzepts der Wasserentnahme werden Lebewesen angesaugt und von den Drehfiltern (Filtertrommeln) aufgehalten, sobald sie größer als 3 mm sind. Daher wurde ein System zum Abwaschen der Lebewesen mit Niederdruck (1 bar) vor ihrer Zurückleitung in die Umwelt entwickelt und an den acht Filtertrommeln des Standorts installiert, um zu verhindern, dass diese Lebewesen in den Filtern hängen bleiben.
Bezüglich der Vögel und Landlebewesen setzt sich das Kraftwerk von Blayais aktiv an der Seite seiner historischen Partner für den Schutz der lokalen biologischen Vielfalt ein. Seit 1984 unterhält das Kraftwerk eine Partnerschaft mit der Jägervereinigung „Fédération de Chasse de la Gironde“ und weiteren lokalen Akteuren zur Pflege eines Vogelschutzgebiets. Dort werden zahlreiche Aktionen zur Entwicklung eines vielfältigen Mosaiks aus feuchten Lebensräumen und zum Wassermanagement des Standorts durchgeführt, um Wasservögeln während der Überwinterung oder Brutzeit bestmögliche Bedingungen zu bieten.

Bevölkerung und deren Gesundheit

Die Maßnahmen zur Vermeidung und Reduzierung der Auswirkungen der Freisetzungen in die Atmosphäre und die Oberflächengewässer wurden bereits in den vorstehenden Absätzen erläutert.
In Bezug auf die Lärmbelastung werden bereits während der Entwicklungen Maßnahmen zur Verringerung der Lärmbelästigungsquellen ergriffen. An bestimmten Gerätschaften und Anlagen werden Messungen durchgeführt. Es werden auch Maßnahmen zur Begrenzung der potentiellen Lärmbelästigung durch temporäre Anlagen oder Versuche ergriffen (Wahl der am wenigsten störenden Zeitfenster, Durchführungsorte, Wahl der Verfahren oder Gerätschaften, Einrichtung von Lärmschutzvorrichtungen).
Hinsichtlich der Lichtemissionen durch die Beleuchtungen werden Maßnahmen zur Verringerung der Belästigung ergriffen: Ausrichtung der Leuchten zum Kraftwerksstandort hin und auf den Boden, Begrenzung der Beleuchtung auf das für die Sicherheit des Kraftwerksareals nötige Minimum und außerhalb der Arbeitszeiten.

Menschliche Aktivitäten

Die bereits durchgeführte Analyse der Auswirkungen auf die menschlichen Aktivitäten weist keine negativen Einflüsse auf, mit Ausnahme der Fischerei, auf die das Kraftwerk voraussichtlich begrenzte Auswirkungen hat. Die Maßnahmen zur Verringerung dieser möglichen Auswirkungen auf den Fischfang wurden im vorstehenden Abschnitt dargelegt (einschließlich der finanziellen Unterstützung der Tierschutzvereinigungen wie z. B. der Verein zur Wiedereinbürgerung des Aals („Association de repeuplement de l‘anguille“), der Teilnahme an Programmen zur Verbesserung der Kenntnisse und der Bereitstellung von Überwachungsdaten aus der Mündung zugunsten von wissenschaftlichen Studien). Daher werden keine Maßnahmen zur Vermeidung, Verringerung oder Kompensierung maßgeblicher negativer Folgen vorgeschlagen.

- ***Abfallmanagement***

Das Konzept des Standorts von Blayais ermöglicht ein optimiertes Management der Abfälle aus dem Betrieb seiner Anlagen, das auf folgenden Punkten beruht:

- Der Verringerung der Menge und Schädlichkeit der Abfälle an der Quelle;
- Der Sortierung und selektive Sammlung der Abfälle;
- Die Einrichtung von leistungsstarken Aufbereitungsverfahren, die die Annahmespezifikation des oder der Sektoren erfüllen, für die diese Abfälle bestimmt sind.

Die verschiedenen Maßnahmen zur Vermeidung bzw. Minderung der Auswirkungen wurden bei der Analyse der kurz-, mittel- und langfristigen negativen und positiven, direkten und indirekten, zeitweiligen und dauerhaften Auswirkungen der Abfälle berücksichtigt.
Diese Analyse ergibt keine maßgeblichen Auswirkungen, so dass keine zusätzlichen Maßnahmen zur Vermeidung, Verringerung oder Kompensierung maßgeblicher negativer Folgen vorgeschlagen werden.

5.7.10. Auswirkungen der Stilllegung des Kraftwerks auf den Klimawandel

Im Falle einer hypothetischen endgültigen Stilllegung des Kraftwerks verringern sich die Auswirkungen auf die Umwelt unter anderem aufgrund der geringeren Wasserentnahme- und Freisetzungsmengen. Wie bereits erläutert, sorgen das Konzept, die ständigen Verbesserungen, die während des 40jährigen Betriebs implementiert wurden, die Maßnahmen für die Artenvielfalt, die Kontrolle des Betriebs dafür, dass der normale Betrieb des Kraftwerks keine maßgeblichen negativen Auswirkungen auf seine Umwelt verursacht. Seine Stilllegung würde keine nennenswerten Vorteile für die Umwelt bieten. Andererseits würde die Stilllegung des Kraftwerks zu einer deutlichen Zunahme der Treibhausgasfreisetzungen führen,

da die Erzeugung von Strom durch Kernenergie nur sehr wenig Treibhausgase freisetzt. 4 Gramm CO_2-Äquivalent pro kWh gemäß der Lebenszyklusanalyse (ACV) pro kWh aus Kernkraft für den gesamten Lebenszyklus des aktuellen französischen Kraftwerksparks, im Verhältnis zu einem Durchschnittswert von 224 g CO_2/kWh für den europäischen Energiemix (https://www.statistiques.developpement-durable.gouv.fr/edition-numerique/chiffres-cles-du-climat/fr/).

Das Kraftwerk von Blayais erzeugt durchschnittlich 23 TWh/Jahr Strom, wobei weniger als 92.000 Tonnen CO_2 freigesetzt werden.
Im Falle einer endgültigen Stilllegung des Kernkraftwerks von Blayais würde der CO_2-Ausstoß zur Erzeugung der gleichen Menge Strom aus dem europäischen Energiemix um mehr als 5 Millionen Tonnen CO_2[27] ansteigen.

[27]Ausgehend von der CO_2-Absorptionskapazität von ca. 4 T CO_2/ha/Jahr eines Laubwaldes müssten mehr als 1.250.000 Hektar (125 km x 100 km) Wald gepflanzt werden, um die Freisetzung dieser zusätzlichen CO_2-Menge in die Atmosphäre zu kompensieren.



6. BEWERTUNG DER GRENZÜBERSCHREITENDEN AUSWIRKUNGEN

Luftbild des Kraftwerks von Blayais
Copyright Marc Didier – Parker Wayne Philips (PWP)

Im Falle eines Kernreaktorunfalls können potentiell gesundheitsschädliche radioaktive Stoffe in die Umwelt entweichen.

Dieses Kapitel beschreibt die Auswirkungen auf den Menschen und die Umwelt aufgrund eventueller radiologischer Störfälle und Unfälle. Zur Prüfung des Konzepts von Kernkraftanlagen gelten in Frankreich Höchstwerte für die radiologischen Folgen oder Maximaldosiswerte, die unter Berücksichtigung der Häufigkeit von Unfällen festgelegt werden. So gelten zum Beispiel für Störfälle mit mäßiger Häufigkeit (ein Unfall in über 100 Betriebsjahren) Dosen, die durch das französische Sozialgesetzbuch festgelegt sind. Auch zum Beispiel bei sehr hypothetischen schwereren Unfällen mit Kernschmelze müssen die Folgen räumlich und zeitlich begrenzt bleiben und mit dem Management der Situation durch die Behörden kompatibel sein, um die Bevölkerung zu schützen. Daher wurden die Störfälle und Unfälle, auch solche mit Kernschmelze, bei der Entwicklung und dem Betrieb des Kraftwerks berücksichtigt, damit ihre Folgen verringert und eingeschränkt werden können.

Grenzüberschreitende Auswirkungen sind nur bei Unfällen mit Kernschmelze wahrscheinlich. Während des normalen Betriebs oder sonstiger Unfälle sind diese Auswirkungen tatsächlich vernachlässigbar. Ein solcher Unfall mit Kernschmelze ist ein sehr unwahrscheinliches extremes Ereignis, das nur bei einem Ausfall mehrerer Schutzsysteme und Steuerungssysteme des Reaktors auftreten kann. Die Auswirkung der Ausbreitung radioaktiver Stoffe in einem Umkreis von bis zu 1.000 km um das Kraftwerk im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze wurde gemäß dem Prinzip des „Worst Case“ untersucht.

Nach der endgültigen Stilllegung des Reaktors werden die verbrauchten Brennelemente während der Rückbauvorbereitungsphase aus dem Reaktor in das Lagerbecken überführt. Danach ist die Möglichkeit eines Unfalls mit Kernschmelze nicht mehr gegeben (siehe § 4.4).

6.1. Anforderungen hinsichtlich der radiologischen Folgen

6.1.1. Ansatz zur Bewertung der radiologischen Folgen

Um zu prüfen, dass die (in 4 Kategorien eingestuften) zusätzlichen oder Bemessungsstörfälle und -unfälle, oder die Unfälle mit Kernschmelze – auch in einem grenzüberschreitenden Kontext – nur begrenzte radiologische Folgen für die Bevölkerung haben, werden die Ergebnisse der Dosisberechnungen mit den an die untersuchte Situation angepassten Dosisgrenzwerten verglichen. Da die für eine Kernkraftanlage möglichen Auslöser nicht die gleichen Wahrscheinlichkeiten eines Auftretens aufweisen, müssen die erlittenen radiologischen Folgen umso geringer sein, je höher die Wahrscheinlichkeit eines Unfalls ist.

Außerdem werden diese Dosisgrenzwerte auch hinsichtlich des zu betrachtenden Zeitraums untersucht:

- Die Dosis für die kurzfristige Phase des Unfalls, die auf 24 Stunden und auf 7 Tage berechnet wird,
- Und die langfristige Dosis, die für die strahlenempfindlichste Bevölkerung auf 50 Tage berechnet wird.

Diese Dosen werden für die Entfernung berechnet, in der sich bei den Kraftwerken der 900 MWe-Klasse oder den konventionellen Kraftwerken die nächstgelegenen Wohnstätten befinden (650 m bzw. 2, 5 und 10 km). Bei den Reaktoren von Blayais liegen die nächstgelegenen Wohnstätten in einer Entfernung von 900 m.

Die Bewertung der radiologischen Folgen von Unfällen beruht auf einer annehmbar pessimistischen Bewertung der Freisetzungen in die Umwelt, unter Berücksichtigung aller Übertragungswege von den Brennelementen bis zu den Grenzen der Anlagen. Die Dosen aufgrund der freigesetzten radioaktiven Stoffe werden dann auf der Grundlage realistischer Szenarien bewertet, ohne dabei eventuelle Schutzmaßnahmen zu berücksichtigen. Dies betrifft insbesondere die folgenden Dosen:

- Die kurz- oder langfristige Gesamtwirkdosis (oder Gesamtkörperdosis)
- Die für die kurzfristige Phase geschätzte schilddrüsenäquivalente Dosis.

Die Bewertung der Wirkdosen berücksichtigt alle internen und externen Expositionswege (Wolke, Ablagerungen, Einatmen und Verschlucken).

Um die Auswirkungen der freigesetzten Radioaktivität auf den Menschen und die Umwelt möglichst umfassend beurteilen zu können, wird die Messung der Dosen durch eine Bewertung des Abstands vervollständigt, unter dem die Kontamination der Nahrungsmittel (insbesondere bei Milch und Pflanzen) die in der Europäischen Union geltenden Grenzwerte für die Vermarktung überschreitet (maximal zulässige Level (NMA – Niveaux maximaux admissibles)).

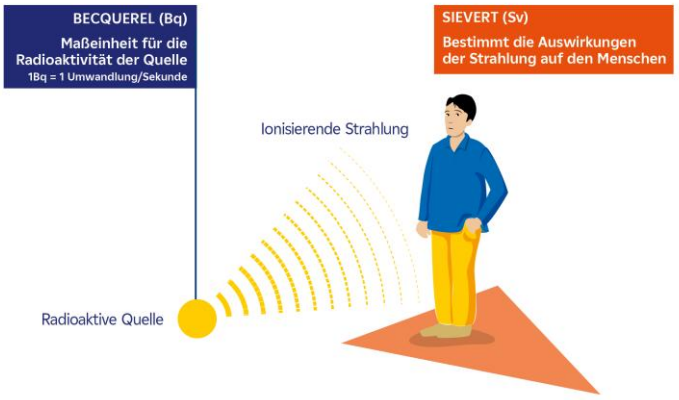
Alle diese Dosimetriebewertungen berücksichtigen die Unsicherheiten aufgrund mangelnder Kenntnisse. Es wurden keine Kenntnislücken festgestellt, die eine aussagekräftige Bestimmung dieser Dosen verhindern könnten, deren Ergebnisse im Folgenden näher beschrieben werden.

6.1.2. Anforderungen an die Ergebnisse

Bezugswerte der maximalen radiologischen Folgen:

- 1. Kategorie – Normalbetrieb: Einhaltung der vom französischen Sozialgesetzbuch festgelegten Dosisgrenzwerte; die Beachtung dieser Werte wird durch die Einhaltung der in den Beschlüssen der Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection (ASNR – Behörde für nukleare Sicherheit und Strahlenschutz) festgelegten Freisetzungsgrenzwerten für radioaktive Stoffe gewährleistet.
- 2. Kategorie – Mäßig häufige Störfälle: Beachtung der dem Kraftwerk zugestandenen jährlichen Freisetzungen für jeden Störfall der 2. Kategorie. Die Auswirkungen dieser Freisetzungen übersteigen an der Standortgrenze nicht den Wert von 1 mSv/Jahr.
- 3. Kategorie – Sehr selten auftretende Unfälle: kurzfristige Wirkdosis < 10 mSv.
- 4. Kategorie – Hypothetische Unfälle: kurzfristige Wirkdosis < 50 mSv.
- Zusätzliche Ereignisse und Unfälle: kurzfristige Wirkdosis < 50 mSv.

MAßEINHEITEN DER RADIOAKTIVITÄT



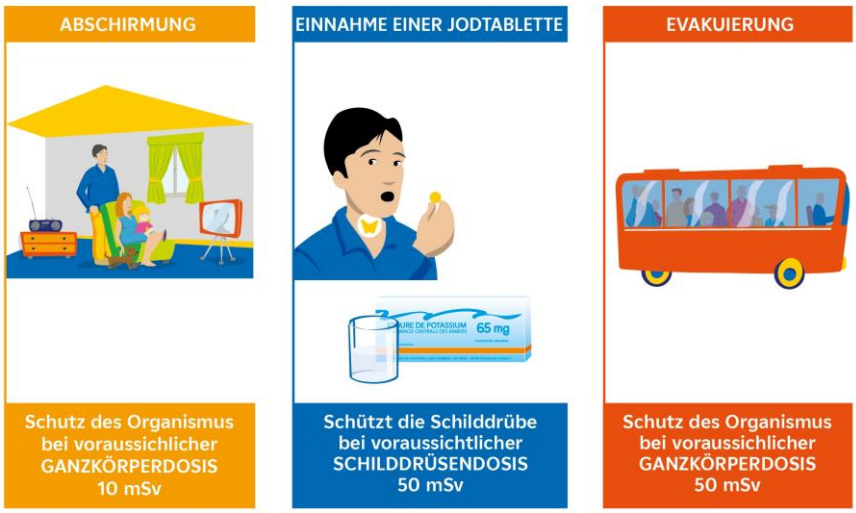
Diese Beschreibung beschränkt sich auf die am häufigsten verwendete Einheiten:

- Das **Becquerel (Bq)** misst die Radioaktivität der Quelle, d. h. die Anzahl Kernumwandlungen pro Sekunde. Diese Einheit ist extrem klein: Die Radioaktivität von Granit beispielsweise beträgt 1.000 Bq/kg.
- Das **Sievert (Sv)** gibt die Auswirkungen der Strahlung auf den Menschen an. Die Exposition wird im Allgemeinen in Millisievert (mSv) oder Mikrosievert (µSv) angegeben.

Beispiel: in Frankreich liegt die Exposition einer Person durch natürliche Radioaktivität im Durchschnitt bei 3 mSv pro Jahr.

Im Hinblick auf die **kontinuierliche Verbesserung** zielt die 4. periodische Sicherheitsüberprüfung darauf ab, möglichst bei allen Bemessungsunfällen oder zusätzlichen Ereignissen oder Unfällen auf die Implementierung von Schutzmaßnahmen für die Bevölkerung (Abschirmung, Evakuierung, Verabreichung von stabilem Jod) verzichten zu können Die Ergebnisse werden mit Bezugswerten verglichen, die den Einsatzleveln bei radiologischen Notstandssituationen entsprechen:

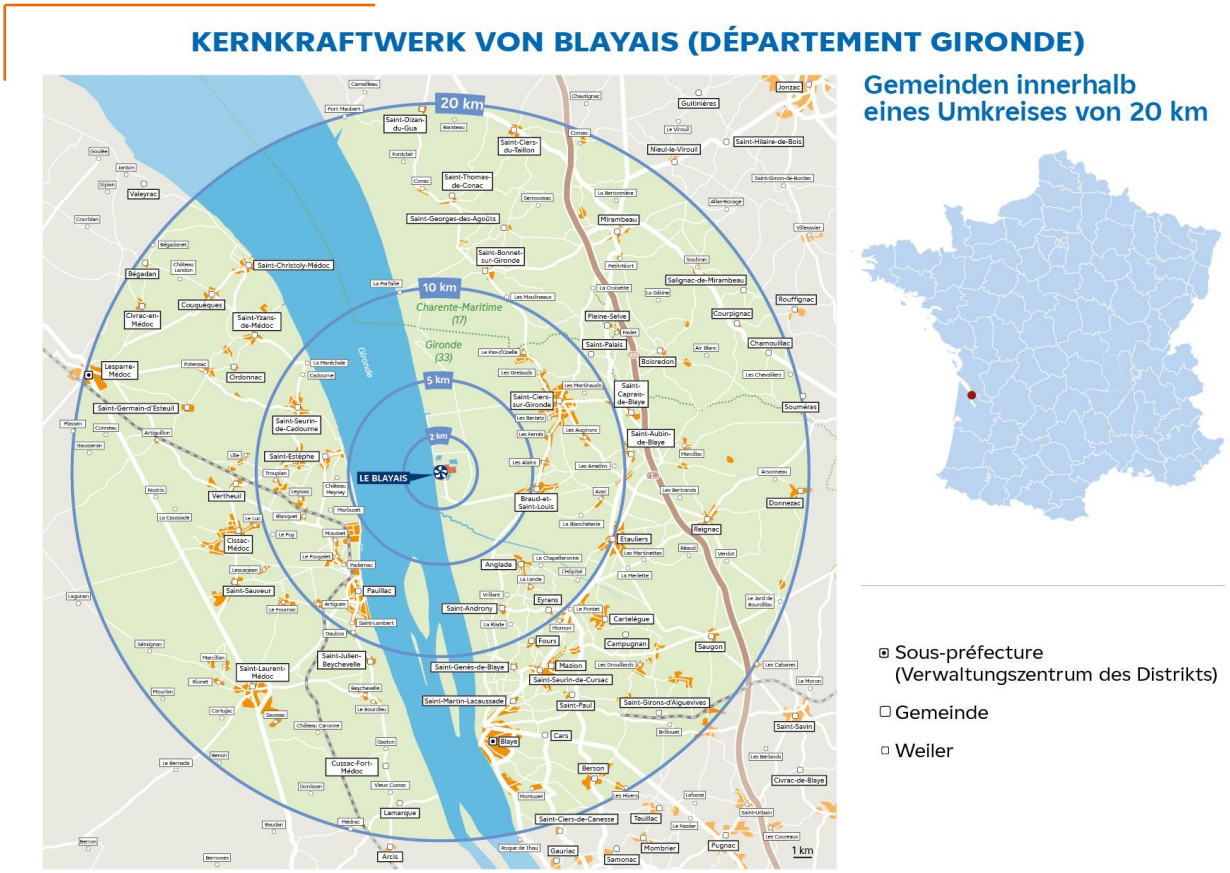
- Eine Wirkdosis von 10 mSv für die Abschirmung,
- Eine Wirkdosis von 50 mSv für die Evakuierung,
- Eine schilddrüsenequivalente Dosis von 50 mSV für die Verabreichung von stabilem Jod.



Bei den **langfristigen Gesamtwirkdosen** aus Unfällen entspricht der festgelegte Referenzwert dem Dosisgrenzwert aus dem französischen Arbeitsgesetzbuch, d. h. 1 Sv (Grenzwert im Verhältnis zu der von einem Arbeitnehmer für die Gesamtlebensdauer erhaltene Gesamtwirkdosis bei radiologischen Notstandssituationen, Artikel R. 4451-9).

6.2. Radiologische Folgen

Die folgende Karte zeigt die Bereiche, die von den in diesem Abschnitt genannten Abständen betroffen sind.



6.2.1. Radiologische Folgen der Bemessungsunfälle

Ergebnisse für Störfälle der 2. Kategorie

Die Störfälle der 2. Kategorie entsprechen auslösenden Ereignissen mit einem mäßigen jährlichen Aufkommen im Laufe der Lebensdauer des Kraftwerks (ein Störfall für maximal 100 Betriebsjahre), die zur Implementierung eines Schutzsystems führen. In diesen Szenarien ist die Integrität der Schutzhüllen gewährleistet.

Die Werte der Gesamtwirkdosen und kurzfristigen schilddrüsenäquivalenten Dosen für die strahlenempfindlichsten Bevölkerungsgruppen liegen in einem Abstand von 650 m (erste Wohnstätten bei sämtlichen Kraftwerken der 900 MWe-Klasse) in der Größenordnung einiger Dutzend µSv und damit weit unter dem Bezugswert der 2. Kategorie. Die kurzfristigen Ergebnisse der Studien über die radiologischen Folgen von Unfällen der 2. Kategorie werden nachfolgend für die in dieser Kategorie beschriebenen Szenarien zusammengefasst:

	Kurzfristige Gesamtwirkdosis
Bezugswerte	1 mSv
Verlust aller externen Stromversorgungen	$5{,}0\ 10^{-4}$ mSv
Unbeabsichtigtes Öffnen eines Ventils im Sekundärkreis (OISS) oder Bruch einer Dampfleitung	$1{,}5\ 10^{-3}$ mSv

Bei Störfällen der 2. Kategorie ist die Gesamtwirkdosis im Bereich der ersten Wohnstätten für alle Kraftwerke der 900 MWe-Klasse auf $5{,}3\ 10^{-2}$ mSv/Jahr begrenzt.

Ergebnisse für Unfälle der 3. Kategorie

Die Unfälle der 3. Kategorie entsprechen auslösenden Ereignissen mit einem geringen jährlichen Aufkommen im Laufe der Lebensdauer des Kraftwerks (ein Unfall für 100 bis 10.000 Betriebsjahre), die zu begrenzten Sachschäden an einem geringen Prozentsatz der Brennelementbündel führen können. Die geometrische Struktur des Reaktorkerns bleibt bestehen, so dass seine Kühlung weiterhin gewährleistet ist. Die Integrität der Reaktorschutzhülle bleibt bestehen, der Bruch einer Leitung des Dampferzeugers führt lediglich zur Umgehung der 3. Schutzhülle.

Folgende kurzfristige radiologische Folgen solcher Unfälle der 3. Kategorie für die strahlenempfindlichsten Bevölkerungsgruppen in einem Abstand von 650 m (erste Wohnstätten bei sämtlichen Kraftwerken der 900 MWe-Klasse) sind möglich:

	Gesamtwirkdosis	Schilddrüsenäquivalente Dosis
Bezugswerte	10 mSv	50 mSv
Verlust des Kältemittels im Primärkreis (kleiner Riss mit einem Durchmesser von max. 25 mm)	$5{,}7\ 10^{-3}$ mSv	$1{,}0\ 10^{-1}$ mSv
Entnahme eines einzigen Bündels zur Leistungsregelung	$9{,}1\ 10^{-1}$ mSv	6,9 mSv
Bruch des Behälters zur Volumen- und Chemikalienprüfung	$3{,}1\ 10^{-2}$ mSv	$3{,}0\ 10^{-4}$ mSv
Bruch des Behälters zur Lagerung gasförmiger Ausflüsse	$1{,}9\ 10^{-1}$ mSv	$2{,}0\ 10^{-2}$ mSv
Bruch einer Leitung des Dampferzeugers (RTGV – Rupture de tube de générateur de vapeur)	$8{,}9\ 10^{-1}$ mSv	7,9 mSv

Die langfristigen radiologischen Folgen werden für Erwachsene in einer Entfernung von 2 km vom Freisetzungspunkt über eine Dauer von 50 Jahren nach dem Unfall bewertet. Die für einen „Worst Case"-Unfall der 3. Kategorie gemessenen Dosen liegen innerhalb der Grenzen der Bezugswerte: Beim Bruch einer Leitung des Dampferzeugers der 3. Kategorie liegt die Gesamtwirkdosis bei ca. 4 mSv.

Ergebnisse für Unfälle der 4. Kategorie

Die Unfälle der 4. Kategorie entsprechen hypothetischen auslösenden Ereignissen (ein Unfall für 10.000 bis 1.000.000 Betriebsjahre). Diese Unfälle betreffen die Reaktorschutzhülle und können zur Beschädigung der Brennelementbündel führen. Die geometrische Struktur des Reaktorkerns wird dennoch nicht beschädigt, so dass die Reaktorkernkühlung hinreichend gewährleistet ist und die Systeme verfügbar bleiben, die die Folgen des Unfalls einschränken sollen.

Folgende kurzfristige radiologische Folgen solcher Unfälle für die strahlenempfindlichsten Bevölkerungsgruppen in einem Abstand von 650 m (erste Wohnstätten bei sämtlichen Kraftwerken der 900 MWe-Klasse) sind möglich:

	Gesamtwirkdosis	Schilddrüsenäquivalente Dosis
Bezugswerte	50 mSv	50 mSv
Unfall beim Handling der Brennelemente	2,6 mSv	1,3 mSv
Umfangreicher Bruch einer Dampfleitung	$2{,}0\ 10^{-2}$ mSv	$1{,}4\ 10^{-1}$ mSv
Blockieren des Rotors einer Primärkreispumpe	$4{,}0\ 10^{-1}$ mSv	3,6 mSv
Auswurf eines Bündels zur Leistungsregelung	1,2 mSv	10 mSv
Bruch einer Leitung des Dampferzeugers, zusammen mit dem Blockieren eines Ventils in geöffneter Stellung (RTGV Kategorie IV)	7,2 mSv	100 mSv
Unfall mit Verlust von Primärkreiskältemittel (APRP – Accident de perte réfrigérant primaire)	3,5 mSv	35 mSv

Ein Unfall mit Bruch einer Leitung des Dampferzeugers führt zu einer schilddrüsenäquivalenten Dosis von weniger als 50 mSv in einer Entfernung von mehr als 1 km. Um das Überschreiten des Bezugswerts der schilddrüsenäquivalenten Dosis einzuschränken, wurden Maßnahmen zur Risiken-Begrenzung ergriffen. Dabei handelt es sich insbesondere um die Verringerung des Radioaktivitätsgrenzwerts des Primärkreiswassers und die Änderung der von einem solchen Unfall betroffenen Leitung (siehe Abs. 6.3.1).

Die langfristigen radiologischen Folgen werden für Erwachsene in einer Entfernung von 2 km vom Freisetzungspunkt über eine Dauer von 50 Jahren nach dem Unfall bewertet. Die für einen „Worst Case"-Unfall der 4. Kategorie gemessenen Dosen liegen innerhalb der Grenzen der Bezugswerte: Beim Bruch einer Leitung des Dampferzeugers (RTGV) der 4. Kategorie liegt die Gesamtwirkdosis unter 30 mSv für den kompletten Organismus.

Schlussfolgerungen für den Bemessungsbereich

Bei Unfällen der 2. Kategorie sind die radiologischen Folgen im Bereich der ersten Wohnstätten gering (kurzfristige Wirkdosis weit unter 1 mSv).

Bei Unfällen der 2. Kategorie überschreitet die Kontaminierung der Nahrungsmittel für den menschlichen Verzehr in einer Entfernung von mehr als 1 km nicht die Vermarktungsgrenzwerte und liegt nach einem Jahr unter diesem Grenzwert.

Die Ziele hinsichtlich der radiologischen Folgen der Unfälle der 3. und 4. Kategorie werden erreicht. Im Anschluss an die für dieses Szenario festgestellte Überschreitung des Bezugswerts für die schilddrüsenäquivalente Dosis in einer Entfernung von weniger als 1 km von den Reaktoren wurden die Ergebnisse des Bruchs einer Leitung des Dampferzeugers (RTGV) der 4. Kategorie durch Maßnahmen zur Begrenzung der Risiken verbessert. Die Maßnahmen zur Risikobegrenzung werden im Abs. 6.3.1 beschrieben.

Bei den Situationen der 3. und 4. Kategorie führt nur das Szenario des Bruchs einer Leitung des Dampferzeugers (RTGV) der 4. Kategorie zu einer Kontaminierung der Nahrungsmittel, aufgrund der die Vermarktungswerte in einer Entfernung von 10 km nach 7 Tagen überschritten werden. Diese Situation wäre zeitlich begrenzt: Unabhängig von dem betrachteten Unfall liegen nach 2 Jahren die maximal zulässigen Level (NMA – Niveaux maximaux admissibles) unter den jeweiligen Grenzwerten.

- ***Grenzüberschreitende Auswirkungen der Bemessungsunfälle***

In Anbetracht der jeweiligen Entfernungen für die nachfolgend geschätzten Auswirkungen werden im Falle eines Bemessungsunfalls keine besonderen Auswirkungen auf die Nachbarstaaten erwartet, weder kurzfristig, noch auf lange Sicht infolge der Schadstoffkumulierung.

6.2.2. Radiologische Folgen der zusätzlichen Unfälle

Untersuchungen der zusätzlichen Unfälle waren zum Zeitpunkt der ursprünglichen Entwicklung der Kernreaktoren von Blayais nicht vorgesehen. Diese Untersuchungen behandeln Kumulierungsszenarien, die von den als plausibel betrachteten Störungen unabhängig sind, obgleich sie nur sehr selten auftreten (mindestens ein Unfall alle ca. 5.000.000 Betriebsjahre). Die Szenarien zeichnen sich durch die Häufigkeit ihres Auftretens aus, die im Rahmen von Wahrscheinlichkeitsstudien zur nuklearen Sicherheit (EPS – Étude probabiliste de sûreté) ermittelt wurden. Anschließend wird zur Absicherung dieser Situationen aus kumulierten Störungen eine zusätzliche Maßnahme festgelegt und durch Anforderungen an die nukleare Sicherheit vervollständigt, um die funktionale Verfügbarkeit zu gewährleisten und so die Häufigkeit dieses Szenarios zu verringern. Diese Vorgehensweise hat zur Ermittlung von über 30 bei der Entwicklung nicht geplanten Verbesserungsmaßnahmen geführt.

Die Untersuchungen zu den radiologischen Folgen der zusätzlichen Unfälle dient dazu, die nukleare Sicherheit der Anlage nachzuweisen und sicherzustellen, dass ihre radiologischen Folgen aufgrund der Häufigkeit ihres Auftretens die Bezugswerte der 4. Kategorie der Bemessungsunfälle erfüllen.

Ziel der Berechnung der radiologischen Folgen der zusätzlichen Unfälle ist der Nachweis, dass die Freisetzungen von radioaktiven Stoffen außerhalb des Kraftwerks aufgrund der Implementierung der festgelegten zusätzlichen Maßnahmen nur begrenzte Folgen für die Bevölkerung und die Umwelt aufweisen.

Die Ergebnisse der Untersuchungen der radiologischen Folgen der zusätzlichen Unfälle werden im Folgenden zusammengefasst. Bei den nicht genannten Unfällen wurden die radiologischen Folgen in die bereits beschriebenen aufgenommen.

Folgende kurzfristige radiologische Folgen solcher Unfälle für die strahlenempfindlichsten Bevölkerungsgruppen in einem Abstand von 650 m (erste Wohnstätten bei sämtlichen Kraftwerken der 900 MWe-Klasse) sind möglich:

	Gesamtwirkdosis	Schilddrüsenäquivalente Dosis
Bezugswerte	50 mSv	50 mSv
Unfall mit Verlust des Kühlsystem des stillgelegten Reaktors (RRA – Refroidissement du réacteur à l'arrêt)	$2{,}3\ 10^{-1}$ mSv	3,8 mSv
Verlust der Kühlung des Beckens im Brennelementelager	$8{,}5\ 10^{-3}$ mSv	$1{,}5\ 10^{-1}$ mSv
Unfall mit Verlust aller externer Stromversorgungen (PTAE – Perte totale des alimentations électriques)	$3{,}6\ 10^{-2}$ mSv	$2{,}2\ 10^{-1}$ mSv

Die langfristigen radiologischen Folgen werden für Erwachsene in einer Entfernung von 2 km vom Freisetzungspunkt über eine Dauer von 50 Jahren nach dem Unfall bewertet. Die für einen „Worst Case"-Zusatzunfall gemessenen Dosen liegen innerhalb der Grenzen der Bezugswerte: Beim Verlust des Kühlsystem des stillgelegten Reaktors (RRA – Refroidissement du réacteur à l'arrêt) liegt die Gesamtwirkdosis unter 1,0 mSv für den kompletten Organismus.

Die ermittelten Dosen liegen innerhalb der Bezugswerte für zusätzliche Unfälle; für die Bevölkerung sind keine Schutzmaßnahmen erforderlich.

Bei zusätzlichen Situationen überschreitet die Kontaminierung der Nahrungsmittel für den menschlichen Verzehr in einer Entfernung von mehr als 5 km nach 7 Tagen nicht die Vermarktungsgrenzwerte; nach einem Jahr beträgt diese Entfernung nicht einmal mehr 1 km.

- ***Grenzüberschreitende Auswirkungen der zusätzlichen Unfälle***

In Anbetracht der jeweiligen Entfernungen für die nachfolgend geschätzten Auswirkungen werden im Falle eines zusätzlichen Unfalls keine besonderen Auswirkungen auf die Nachbarstaaten erwartet, weder kurzfristig, noch auf lange Sicht infolge der Schadstoffkumulierung.

6.2.3. Radiologische Folgen möglicher Unfälle mit Kernschmelze

Aufgrund der Maßnahmen, die bei der ursprünglichen Entwicklung des Reaktors ergriffen wurden, sowie derjenigen, die während des Betriebs implementiert werden, insbesondere im Rahmen der periodischen Sicherheitsüberprüfungen (siehe Abs. 6.3.4), ist das Auftreten eines Unfalls mit Reaktorkernschmelze sehr unwahrscheinlich, da dies das Scheitern der implementierten Vorbeugungsmaßnahmen voraussetzt. Dennoch wurden die Folgen eines solchen „hypothetischen Unfalls mit Reaktorkernschmelze" für die Level 4 und 5 des Tiefenabwehrkonzepts untersucht (siehe Abs. 4.2.1). Für diese Studien wird von einem Unfall mit Reaktorkernschmelze ausgegangen, d. h., dass eine Ereignisfolge zur mindestens teilweisen Schmelze des Reaktorkerns geführt hat, und dass außer dem Verlust der ersten Schutzhülle (Brennstäbe) auch der Verlust der zweiten Schutzhülle (Primärkreis einschließlich Becken) möglich ist.

Kernschmelzebedingte Ereignisse in Verbindung mit dem Verlust der zwei ersten Schutzhüllen

Der langanhaltende Verlust der Reaktorkernkühlung kann zu Unfällen mit Brennelementschmelze führen, wenn das Becken kein Wasser mehr enthält. Dann können die Brennelemente im Becken Temperaturen erreichen, die nicht nur zum Schmelzen des Metalls der Brennelemente (Brennstofftabletten und Hüllen) führen, sondern auch der sonstigen benachbarten Metallteile (Bündel oder Strukturen) bis zum Durchbruch des Beckenbodens.
Das dickflüssige Metallagglomerat aus diesem Prozess wird als **Corium** bezeichnet.

Unfälle mit Reaktorkernschmelze stoßen komplexe physikalische Vorgänge an und können zur Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umwelt führen. Bestimmte physikalische Vorgänge können in diesen Situationen insbesondere zum Ausfall der dritten Schutzhülle führen, wenn keine geeigneten Maßnahmen vorhanden sind.

Freisetzungen als mögliche Folgen eines solchen Unfalls mit Reaktorkernschmelze hängen von zahlreichen Parametern ab, unter anderem die Bestückung des Reaktorkerns mit Spaltungsprodukten, die Kinetik der Freisetzung von Radionukliden innerhalb der Hülle, ihr Typ (Gase oder Aerosole), ihr Verhalten innerhalb der Hülle (Anhäufung, chemische Reaktion, Ablagerung), die Freisetzungsmengen, die in die Umwelt gelangen. Zur Bewertung der bei einem Unfall mit Kernschmelze freigesetzten Radioaktivität werden verschiedene Parameter betrachtet, die die Freisetzungen in die Umwelt erhöhen, sowie die komplette Schmelze des Reaktorkerns. Daher werden Margen angesetzt, um eine nachteilige Berechnung sicherzustellen.

Die folgenden **kurzfristigen** radiologischen Folgen (7 Tage) dieser Unfälle betreffen die strahlungsempfindlichsten Bevölkerungsgruppen:

Gesamtwirkdosis in 2 km	Gesamtwirkdosis in 5 km	Schilddrüsenäquivalente Dosis in 10 km
28,5 mSv	4,7 mSv	13,4 mSv

Unter Berücksichtigung der mit den Bevölkerungsschutzmaßnahmen verknüpften Grenzwerte (siehe Abs. 6.1.2) zeigen diese Ergebnisse, dass bei einem solchen Unfall mit Kernschmelze nach 7 Tagen in einem Umkreis von über 2 km keine Evakuierungsmaßnahmen erforderlich sind und dass die Abschirmung in einem Umkreis von über 5 km bzw. die Verabreichung von stabilem Jod in einem Umkreis von über 10 km ebenfalls nicht nötig ist.

Außerdem beträgt der Wert der **langfristigen** radiologischen Folgen für Erwachsene in einer Entfernung von 10 km vom Freisetzungspunkt über eine Dauer von 50 Jahren nach dem Unfall 18,7 mSv.

Abschließend belegen die Bewertungen einer extremen Unfallsituation mit Kernschmelze, dass die bei der Entwicklung zur Verringerung der Folgen auf die Umwelt ergriffenen Maßnahmen (siehe Abs. 6.3.4) die Kontaminierung der landwirtschaftlichen Flächen räumlich und zeitlich begrenzen (Umkreis von weniger als 20 km nach einem Jahr).

Grenzüberschreitende Auswirkungen der Unfälle mit Kernschmelze

Die grenzüberschreitenden Auswirkungen durch die atmosphärische Ausbreitung radioaktiver Stoffe sollten im Hinblick auf die länderspezifischen radiologischen Konsequenzen betrachtet werden, die als langfristige (50 Jahre) Gesamtwirkdosis (oder Gesamtkörperdosis) für Kinder und Erwachsene ausgedrückt wird. Die folgende Tabelle zeigt diese Auswirkungen für die Länder bis zu einem Umkreis von 1.000 km um das Kraftwerk von Blayais, einschließlich der „Worts Case"-Ergebnisse, die für jedes Land festgestellt werden.

Die Berechnungen zur Langstreckenausbreitung der Emissionen des Kraftwerks von Blayais in der Atmosphäre werden auf der Grundlage der atmosphärischen Übertragungskoeffizienten geschätzt, die aus meteorologischen Beobachtungen während eines Zeitraums von 5 Jahren stammen. Diese Koeffizienten berücksichtigen die Topographie, die Wetterbedingungen (hauptsächlich den Wind) und den zunehmenden Abbau der Konzentrationen durch Ablagerungsprozesse je weiter sich die Emissionen von der Quelle entfernen.

		Langfristige Gesamtwirkdosis, Hüllwert (mSv)			
Land	Mindestentfernung zur Quelle (km)	Kleinkinder [1 Jahr bis 2 Jahre]	Kinder [2 Jahre bis 7 Jahre]	Ältere Kinder [7 Jahre bis 12 Jahre]	Erwachsene [17 Jahre und mehr]
Spanien	225	0,09	0,09	0,09	0,08
Schweiz	525	0,05	0,05	0,05	0,05
Italien	570	0,03	0,03	0,03	0,02
Vereinigtes Königreich	595	0,06	0,06	0,05	0,05
Portugal	600	0,02	0,02	0,02	0,02
Belgien	635	0,07	0,07	0,06	0,06
Deutschland	680	0,04	0,04	0,04	0,04
Luxemburg	685	0,06	0,07	0,06	0,06
Niederlande	775	0,05	0,05	0,05	0,05
Liechtenstein*	810	0,02	0,02	0,02	0,02
Österreich	815	0,02	0,02	0,02	0,02
Irland	870	0,03	0,03	0,03	0,03
Slowenien	1095	0,01	0,01	0,01	0,01
Tschechische Republik	1100	0,02	0,02	0,02	0,02
Kroatien	1105	0,01	0,01	0,01	0,01
Dänemark	1275	0,02	0,02	0,02	0,02

(*): Die Schätzungen für Liechtenstein werden aus den Ergebnissen für die Schweiz und Österreich berechnet.

Vergleichsweise liegt in Frankreich die Exposition einer Person durch natürliche Radioaktivität im Durchschnitt bei 3,0 mSv pro Jahr. Der europäische Durchschnitt beträgt 3,2 mSv pro Jahr; er schwankt je nach Land zwischen 1,5 und 6,2 mSv pro Jahr.

Der Dosishüllwert wird für Spanien ermittelt und beträgt ca. 0,09 mSv über 50 Jahre für die jüngsten Bevölkerungsgruppen (Kinder unter 12 Jahren). Vergleichsweise beträgt die natürliche Radioaktivität in Spanien 3,1 mSv pro Jahr.

Da die radiologischen Dosen mit zunehmender Entfernung abnehmen, sind die radiologischen Folgen geringer in Ländern, die weiter entfernt als die bereits genannten liegen.

Aufgrund der oben aufgeführten Ergebnisse wären die grenzüberschreitenden Auswirkungen durch die atmosphärische Ausbreitung radioaktiver Stoffe sowohl kurzfristig, als auch langfristig durch Kumulierung im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze in einem der vier 900 MWe-Reaktoren des Standorts von Blayais sehr begrenzt oder sogar vernachlässigbar.

6.3. Messung von Begrenzung der radiologischen Risiken

Angesichts des im Abs. 4.2.1 erläuterten nuklearen Sicherheitsansatzes, wurden bei der Entwicklung der Anlage zahlreiche Maßnahmen implementiert, um die Risiken zu verringern, die aus den radiologischen Folgen hervorgehen. Diese Entwicklungsmaßnahmen wurden durch zusätzliche Maßnahmen vervollständigt, um das Risiko bestimmter Unfälle zu verringern, die durch die Kumulierung von Störungen entstehen. Die Reaktoren von Blayais waren bereits mehrfach Gegenstand von periodischen Sicherheitsüberprüfungen, Erfahrungsrückflüssen und Ergebnissen kontinuierlicher Verbesserungen, die diese Vorkehrungen mit dem Ziel ergänzen, den sicheren Zustand des Reaktors zu gewährleisten.

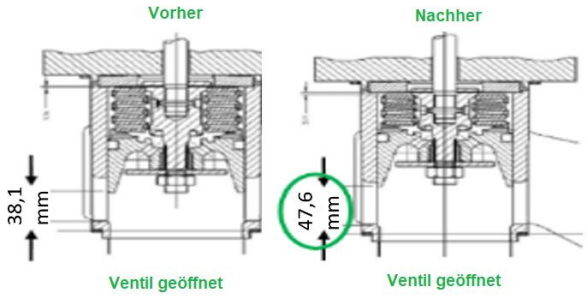
In Anbetracht der ehrgeizigen Ziele von EDF, die von der ASNR während der Vorbereitung dieser Ziele festgelegt wurden (siehe Abs. 1.2 und 2.3.1), waren zahlreiche Maßnahmen zur Begrenzung der radiologischen Risiken im Rahmen der 4. periodischen Sicherheitsüberprüfung erforderlich.

6.3.1. Wichtigste Maßnahmen bezüglich der Unfälle ohne Kernschmelze

Im Folgenden sind die wichtigsten Betriebs- und/oder Entwicklungsmaßnahmen im Rahmen der 4. periodischen Sicherheitsüberprüfung von Blayais aufgeführt, die dazu beitragen, die radiologischen Folgen der Unfälle ohne Kernschmelze zu verringern:

- Steigerung der Durchflussmengen der Ventile für den Dampfablass

Beschreibung der Maßnahme
Bei einer Unfallsituation wird die Kapazität der Ventile des GCTa-Leitungssystems zur Dampffreisetzung in die Atmosphäre gesteigert, damit der Reaktor schneller gekühlt und die Dauer des Unfalls und die damit einhergehenden eventuellen radioaktiven Freisetzungen begrenzt werden kann. Dazu wurde der innere Aufbau des GCTa-Ventils geändert.



Pädagogikhinweise
Das sogenannte GCTa-Leitungssystem dient der Freisetzung des von den Dampferzeuger erzeugten Dampfs direkt in die Atmosphäre. Es steuert die Kühlung des Reaktors durch die Dampferzeuger wenn der erzeugte Dampf nicht reicht, um die Turbine anzutreiben oder die Turbine nicht verfügbar ist. Es wird bei jeder Stillsetzung und bei jedem Hochfahren verwenden. Es wird auch bei Störfällen oder Unfällen zur Kühlung des Reaktors eingesetzt.

- Senkung des Radioaktivitätsgrenzwerts des Wassers im Primärkreis

Beschreibung der Maßnahme
Die Reaktoren von Blayais enthalten in ihren Betriebsspezifikationen die Senkung des Radioaktivitätsgrenzwerts des Primarkreises in Jod-131-Äquivalent bei den Leistungswechseln im Normalbetrieb von 150 auf 80 GBq/T. Ziel ist der Betrieb der Reaktoren mit einem gesteigerten radiologischen Reinheitslevel des Primärkreiswassers, um insbesondere die radiologischen Folgen eines Unfalls 4. Kategorie mit Dampferzeugerrohrbruch (RTGV – Rupture de tube de générateur de vapeur) zu verringern.

Pädagogikhinweise
Das Primärkreiswasser ist nur schwach radioaktiv. Die Radioaktivität ist durch die technischen Entwicklungsgrenzen der Brennelementhüllen bedingt. Die Anforderungen hinsichtlich der radiologischen Reinheit des Primärkreises gewährleisten auch die Überwachung der Unversehrtheit der Brennelementbündel.

Mit dieser Maßnahme können die Radioaktivität eventuell freigesetzter radioaktiver Stoffe und deren radiologische Folgen (Wirkdosis und kurzfristiges Schilddrüsenäquivalent sowie mittelfristige und langfristige Wirkdosis) bei allen Unfällen ohne Bruch der Brennelementhülle verringert werden, einschließlich des „Worst Case"-Unfalls mit Dampferzeugerrohrbruch.

- Änderung der Steuerung eines Unfalls mit Dampferzeugerrohrbruch (RTGV 4.)

Beschreibung der Maßnahme
EDF hat zur Verbesserung der Stillegungsbedingungen des Notkühlsystems eine Weiterentwicklung der Steuerung des Übergangs bei Dampferzeugerrohrbruch RTGV 4. in die Wege geleitet. Diese Weiterentwicklung, die aufgrund der Schlussfolgerungen der allgemeinen Phase der 4. Sicherheitsüberprüfung auch von der Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection (ASNR – Behörde für nukleare Sicherheit und Strahlenschutz) gefordert wird, verringert in der RTGV 4.-Studie des Kernsicherheitsbericht die Freisetzung von Flüssigkeiten um mehrere Dutzend m³.
Außerdem wurden bereits Maßnahmen zur Begrenzung der Flüssigkeitsfreisetzungsmengen implementiert:

- Automatische Absperrung der Wassernachspeisung des gestörten Dampferzeugers durch das Notspeisesystem der Dampferzeuger (ASG – Alimentation de secours des générateurs), um das Risiko von Flüssigkeitsfreisetzungen zu verringern.
- Entleeren des gestörten Dampferzeugers durch den Bediener anhand des Ablasssystems der Dampferzeuger (APG).

Pädagogikhinweise
Das Notkühlsystem ist ein Nachspeisesystem des Primärkreises zur Kompensierung von Wasserverlusten in Unfallsituationen mit Bruch des Primärkreises oder der Leitungen eines Dampferzeugers. Es startet in den meisten Fällen automatisch. Das Ausschalten erfolgt durch eine Handlung des Bedieners, die durch Kriterien bezüglich der ordnungsgemäßen Steuerung des vorhandenen Primärkreiswassers bedingt ist.

- Verwendung des EAS-ND-Systems als Ersatz für die RIS/EAS-Systeme

Beschreibung der Maßnahme
Bei einer Störung der RIS/EAS-Systeme zur Verwaltung eines Unfalls mit Verlust von Primärkreiskältemittel (APRP – Accident de perte réfrigérant primaire) kann die Verwendung des Notspeisesystems EAS-ND den Wasserbestand im Primärkreis aufrechterhalten und so die Freisetzung von Schadstoffen verhindern, die durch einen Unfall mit Kernschmelze entstehen. Die radiologischen Folgen der sogenannten „H4"-Situation (Unfall mit Verlust von Primärkreiskältemittel bei gleichzeitiger Störung des RIS oder EAS im Umlaufbetrieb) verbessern sich, wobei sie sich dem den APRP auslösenden Störfall annähern, so wie er im Bemessungsbereich untersucht worden war (siehe Abs. 6.2).
Die Betriebsanforderungen werden angepasst, um diese zusätzliche Maßnahme aufzuwerten

Pädagogikhinweise
Das EAS-ND-System ist Teil einer Gruppe neuer Systeme zur Verwaltung von extremen externen Angriffsszenarien vom Typ „Noyau Dur" (siehe Abs. 6.3.2)

6.3.2. Wichtigste Maßnahmen im Hinblick auf Aggressionen

Die betrachteten Aggressionen sind diejenigen, die in den Vorschriften aufgeführt werden (französische INB-Verordnung):

- Interne Aggressionen: Brand, Explosion, Überschwemmung, Ausfall von Druckgeräten, Zusammenstoß und Absturz von Lasten, elektromagnetische Störungen, Freisetzung von Gefahrstoffen, böswillige Handlungen,

- Externe Aggressionen (natürlichen oder menschlichen Ursprungs): Erdbeben, extreme Wetter- oder Klimabedingungen (Überschwemmung, Schnee, Hitzewellen, Kältewellen, starke Winde, Wirbelstürme), Aggressionen durch Gewässer oder das Meer (Eisnadeln, Zufrieren, Zusetzung, Kohlenwasserstoffe auf der Wasseroberfläche, Versandung, Niedrigwasser, Hochwasser), Blitzschlag und elektromagnetische Störungen, Brand, Gefährdung durch benachbarte Industrieanlagen (Explosion, Gefahrstoffe), Flugzeugabsturz, böswillige Handlungen.

Die Betriebs- und/oder Entwicklungsmaßnahmen der 4. periodischen Sicherheitsüberprüfung des Standorts von Blayais, die zur angestrebten Verringerung der radiologischen Folgen der Unfälle aufgrund von Aggressionen beitragen, sollen sicherstellen, dass die Systeme zur Gewährleistung der drei nuklearen Sicherheitsfunktionen (Steuerung der nuklearen Kettenreaktion im Reaktor, Kühlung der Brennelemente, Einschließen der radioaktiven Stoffe) verfügbar bleiben, um die Aufrechterhaltung des sicheren Zustands des Reaktors im Falle einer Aggression zu garantieren. Es handelt sich also hauptsächlich um Schutzmaßnahmen oder Maßnahmen zur Widerstandsfähigkeit der Systeme gegen Aggressionen. Somit tragen diese Maßnahmen hauptsächlich zur Verringerung der mit den Folgen einer Kernschmelze verbundenen Risiken bei, deren Auswirkungen auf die Umwelt im Abs. 6.2.3 beschrieben sind.

Als Beispiel werden nachfolgend die Maßnahmen in Bezug auf Brandgefahren erläutert, die hier das wichtigste industrielle Risiko sind.

Brand

Die Maßnahmen in Bezug auf Brandgefahren sollen die Feuerfestigkeit der Brandbereichseinteilungsvorrichtungen verbessern:

Beschreibung der Maßnahme
Die in Betracht gezogenen Maßnahmen dienen der Verbesserung der Feuerfestigkeit bestimmter Komponenten (Brandschutztüren, Brandbereichseinteilungsvorrichtungen, Brandschutz der elektrischen Kabel...) oder der Verringerung des Ausmaßes oder der Heftigkeit eines eventuellen Brands. Diese Maßnahmen bestehen unter Anderem darin, die Brandbereichseinteilungsvorrichtungen (z. B. Brandschutztüren) durch Komponenten mit einer besseren Feuerfestigkeit zu ersetzen. Sie bestehen auch darin, die Kabel mit feuerfestem Band zu umwickeln oder die Wärmelast zu verringern. Auf diese Weise tragen diese Ausrüstungen dazu bei, die Reaktorkernschmelze und die potenziell mit bestimmten Bränden verbundenen Freisetzungen zu vermeiden.

Pädagogikhinweise
Die **Brandbereichseinteilung** besteht darin, Bereiche festzulegen, in denen die Ausbreitung des Brands das Prinzip der Redundanz der nuklearen Sicherheitsfunktionen nicht beeinträchtigt und sicherzustellen, dass ein in einem Bereich entstandener Brand nicht auf andere Bereiche übergreift.

Extreme externe Aggressionssituationen

Außerdem dient die Umsetzung des „Noyau Dur“ im Rahmen der periodischen Sicherheitsüberprüfung des Kraftwerks von Blayais dazu, extrem heftige, anlagenexterne, natürliche Aggressionen zu bekämpfen, die zum Zweck des Nachweises der nuklearen Sicherheit über die Anforderungslevels hinausgehen, die bisher angewandt wurden.

Der **„Noyau Dur“** besteht aus fest verankerten und widerstandsfähigen Hardware-Mitteln, vervollständigt durch mobile Mittel zur Vermeidung massiver radioaktiver Schadstofffreisetzungen und langfristiger Auswirkungen auf die Umwelt in Situationen, die sich aus extremen externen Naturereignissen ergeben können. Dabei geht es vor allem um Erdbeben, externe Überschwemmungen und ähnliche Ereignisse (Blitzschlag, Hagel, Sturm, Starkregen) oder auch Wirbelstürme.

Um diesen extremen Situationen standzuhalten wurden an jedem Reaktor von Blayais widerstandsfähige, von den bestehenden Anlagen unabhängige und vielfältige Vorrichtungen zur Wasser- und Stromversorgung angebracht:

- Eine zusätzliche Notstromquelle: **Das dieselbetriebene letzte Notstromaggregat** (DUS – Diesel d‘ultime secours),

- Eine heterogene Wasserquelle (SEG) mit Entnahme aus dem Grundwasser.

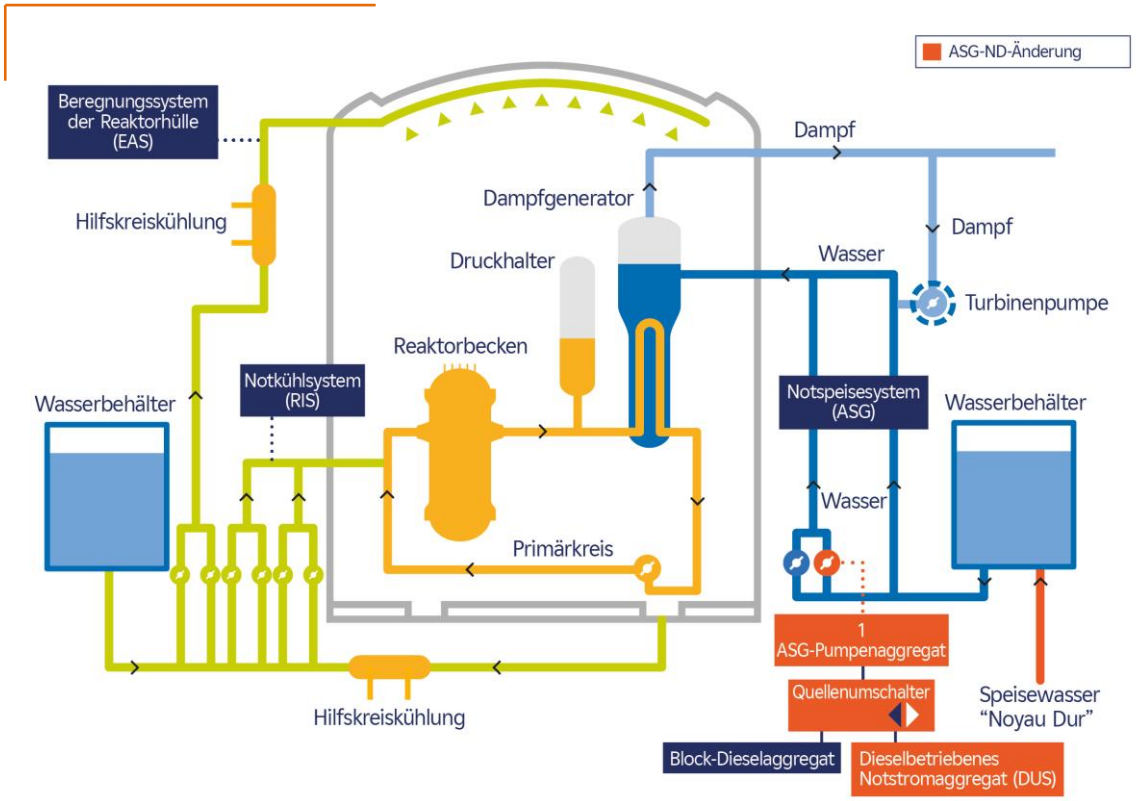


Dieselbetriebene letzte Notstromaggregate (DUS) von 3 MWe



Heterogene Wasserquelle (SEG)

Reaktorseitig können diese extremen Situationen zu Funktionsverlusten bestimmter Gerätschaften führen, z. B. solche, die die Stromversorgungen bzw. die Kühlsysteme der kalten Quelle (Gironde) betreffen.
In einem solchen Fall übernehmen die Vorrichtungen des „Noyau Dur“ die Funktionen der nuklearen Sicherheit: ein Teil der Notspeisung der Dampferzeuger ist für die Folgen dieser extremen Situationen qualifiziert und robust genug, um die Funktion der **Sekundärkreiskühlung des „Noyau Dur“ (ASG-ND)** zu übernehmen. Die Stromversorgung wird von einem **dieselbetriebenen Notstromaggregat (DUS – Diesel d'ultime secours)** sichergestellt, das an einer speziellen, im Rahmen der Maßnahme installierten Umschalttafel betätigt wird, zusammen mit der **heterogenen Wasserquelle (SEG – Source d'eau diversifiée)**, die dann die Funktion der kalten Quelle übernimmt.
Alle diese Gerätschaften tragen dazu bei, die Reaktorkernschmelze und die potenziell mit diesen extremen Situationen verbundenen Freisetzungen zu vermeiden.



Prinzipdarstellung der ASG-ND-Anordnung

6.3.3. Wichtigste Maßnahmen bezüglich der Lagerung der Brennelementbündel

Im Folgenden sind die wichtigsten Betriebs- und/oder Entwicklungsmaßnahmen im Rahmen der 4. periodischen Sicherheitsüberprüfung des Kraftwerks von Blayais aufgeführt, die dazu beitragen, die radiologischen Folgen der Unfälle, die mit der Lagerung der Brennelementbündel verbunden sind, zu verringern:

Brand

Um bei einem Brand den Verlust beider Kühlsysteme zu vermeiden, hat EDF die Einrichtung einer zusätzlichen feuerabweisenden Vorrichtung geplant, die das Risiko der Ausbreitung des Brands einer Pumpe des Kühlsystems auf die andere Pumpe beseitigt.

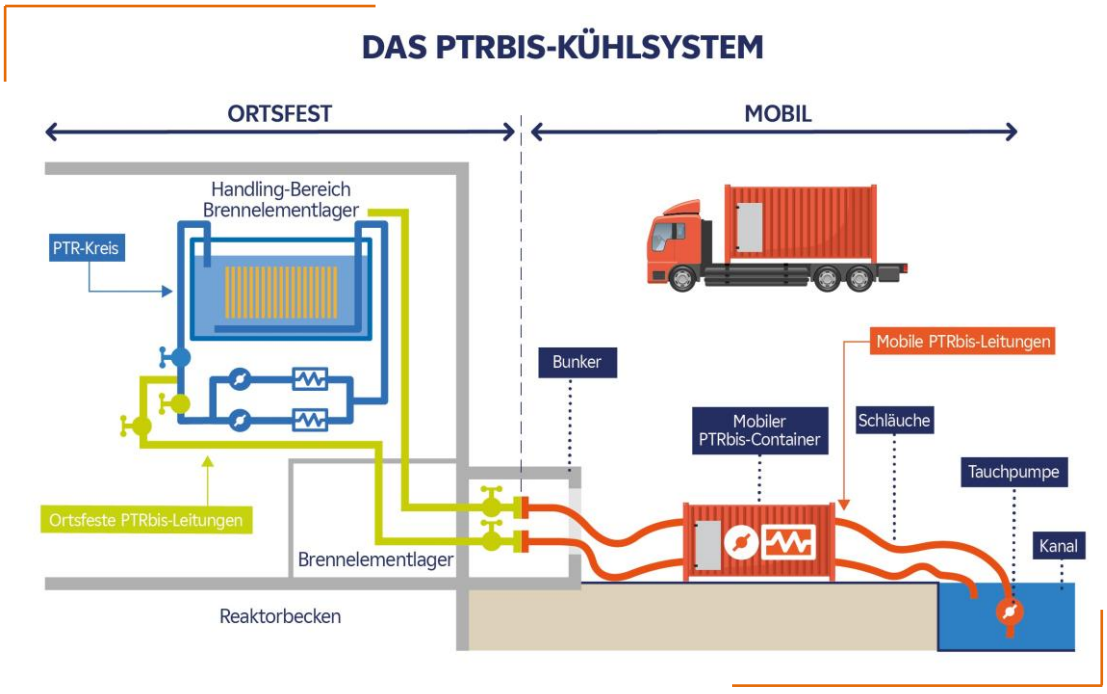
Übertragung der Unfallsituationen im EPR FLA3 auf die Kraftwerke der 900 MWE-Klasse

Die Bewertung des Verhaltens der Brennelementbecken in den 900 MWe-Kraftwerken, zu denen die Reaktoren von Blayais gehören, im Verhältnis zu den auf das EPR von Flamanville 3 angewandten Unfallszenarien, die nicht bei der ursprünglichen Entwicklung berücksichtigt wurden, hat deren derzeitigen robusten Zustand belegt. Zur weiteren Verbesserung wird die Verdoppelung der automatischen Absperrvorrichtung der Ansaugleitung des normalen Beckenkühlsystems vorgeschlagen.

Extreme externe Aggressionssituationen

Im Hinblick auf die Lagerung der Brennelemente können diese extremen Situationen zu Funktionsverlusten bei bestimmten Gerätschaften führen, die potenziell mit dem totalen Verlust der Kühlung verbunden sein können. In einem solchen Fall werden die nuklearen Sicherheitsfunktionen von den für die Folgen dieser extremen Situationen qualifizierten und robusten Anlagen des „Noyau Dur“ übernommen. In diesen extremen Situationen:

- Die **heterogene Wasserquelle (SEG – Source d‘eau diversifiée)** vervollständigt die Möglichkeiten zur Nachspeisung der Becken im Reaktorgebäude und im Brennelementlager. Die Nachspeisung kompensiert die Verdampfung und gewährleistet die Kühlung der Brennelementbündel unter Wasser;
- Auf lange Sicht dient das **zusätzliche Kühlsystem (PTR-bis)** der Rückkehr zu einer ordnungsgemäßen Kühlung des Lagerbeckens im Brennelementlager und bringt dessen Temperatur wieder unter den Siedepunkt.



6.3.4. Wichtigste Maßnahmen bezüglich der Unfälle mit Kernschmelze

Die wichtigsten Betriebs- und/oder Entwicklungsmaßnahmen im Rahmen der 4. periodischen Sicherheitsüberprüfung von Blayais, die dazu beitragen, die radiologischen Folgen der Unfälle mit Kernschmelze zu verringern, sind das Ergebnis eines speziellen, auf die Unfälle zugeschnittenen Entwicklungsprozesses, der sich an die Entwicklung des EPR anlehnt. In dieser Situation gelten die zwei ersten Sicherheitshüllen als beschädigt. Ziel der nuklearen Sicherheit ist dann die Aufrechterhaltung der 3. Sicherheitshülle – d. h. der Reaktorschutzhülle – um zu verhindern, dass radioaktive Stoffe in die Umwelt gelangen.

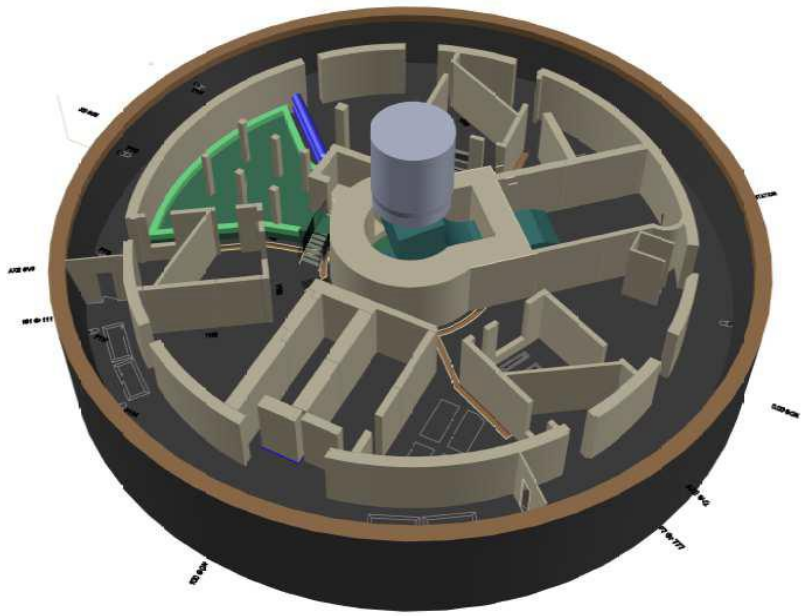
Ziel des Managements von Unfällen mit Kernschmelze ist die Ausbreitung des Coriums in „trockenem“ Zustand – d. h. ohne Wasser – am Boden des Reaktorgebäudes. Einmal verteilt bietet es eine große Austauschfläche und kann mit einer Zugabe von Borwasser stabilisiert werden. Das Borwasser kühlt das verteilte Corium und härtet es schlussendlich aus. Mit dieser Strategie kann:

- Sichergestellt werden, dass die Fundamentplatte des Reaktorgebäudes nicht durchbrochen wird. Unstabilisert kann das Corium zur Erosion der Fundamentplatte führen.
- Der langsame Druckanstieg in der Hülle verhindert werden, damit das Filterventil der Hülle sich nicht zur Druckentlastung öffnet.
- Die Begrenzung der physikalischen Auswirkungen des Unfalls mit Kernschmelze (insbesondere die Entzündung des Wasserstoffs) erreicht werden.

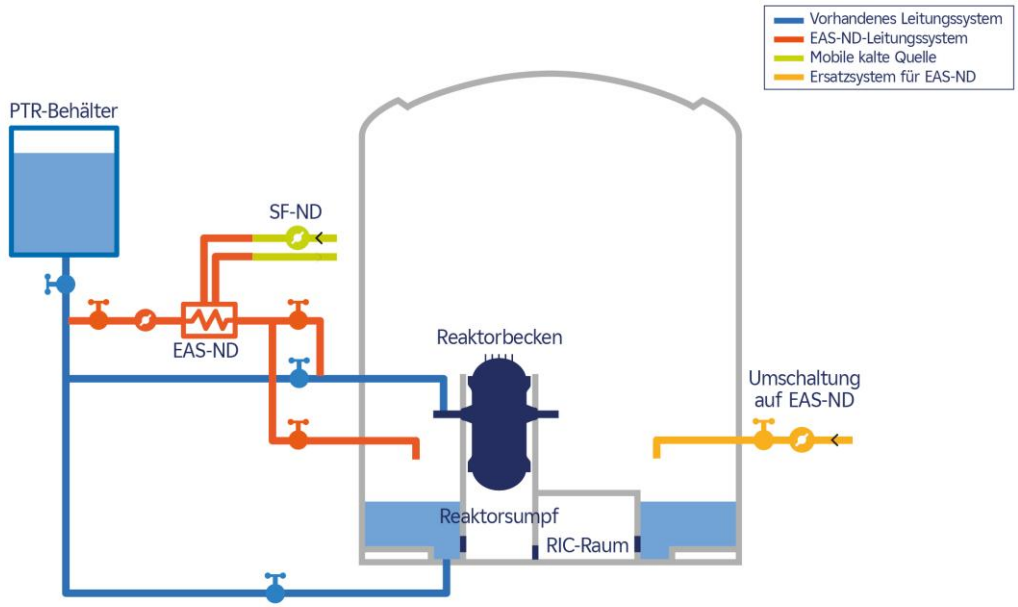
Folgende Maßnahmen werden im Fall eines Unfalls mit Kernschmelze in einem Reaktor von Blayais implementiert:

- **Die Einrichtung eines Bereichs zur „trockenen“ Ausbreitung des Coriums** innerhalb eines speziellen Sammelbereichs unter dem Reaktorbecken, dem sogenannten „Beckensumpf“, an den sich der Instrumentenraum des Reaktorkerns anschließt.
- Die Verstärkung der Beton-Fundamentplatten in den Räumlichkeiten, die zur Verteilung des Coriums dienen, um die Auswirkungen der Wechselwirkungen zwischen Corium und Beton zu begrenzen.
- **Die Implementierung des passiven Systems zur Flutung des Coriums**, das aus einer Reihe passiver Luken besteht, die das vorher durch das Beregnungssystem der EAS-Hülle – unterstützt durch die zwei Notstromgeneratoren – oder, bei extremen Aggressionen, durch die neue „Noyau Dur“-Maßnahme EAS-ND mit der Unterstützung des dieselbetriebenen Notstromaggregats (DUS) in die Sümpfe des Reaktorgebäudes gefüllte Wasser freigeben.
- **Die Einrichtung eines Coriumkühlsystems**, das mit dem EAS-ND-System verknüpft ist und die Restleistung des Coriums ableitet, ohne den Druckausgleichsfilter der Reaktorschutzhülle zu öffnen.
- Die Rückführung eventuell ausgetretener Wassermengen des EAS-ND in das Reaktorgebäude.
- **Die Dekontaminierung des Wassers im Reaktorgebäude** durch eine mobile Aufbereitungsanlage für kontaminiertes Wasser.

Räumlichkeiten, die für die Verteilung des Coriums verwendet werden (Beckensumpf und Instrumentenraum des Reaktorkerns)



KÜHLUNG BEI EINEM UNFALL MIT KERNSCHMELZE

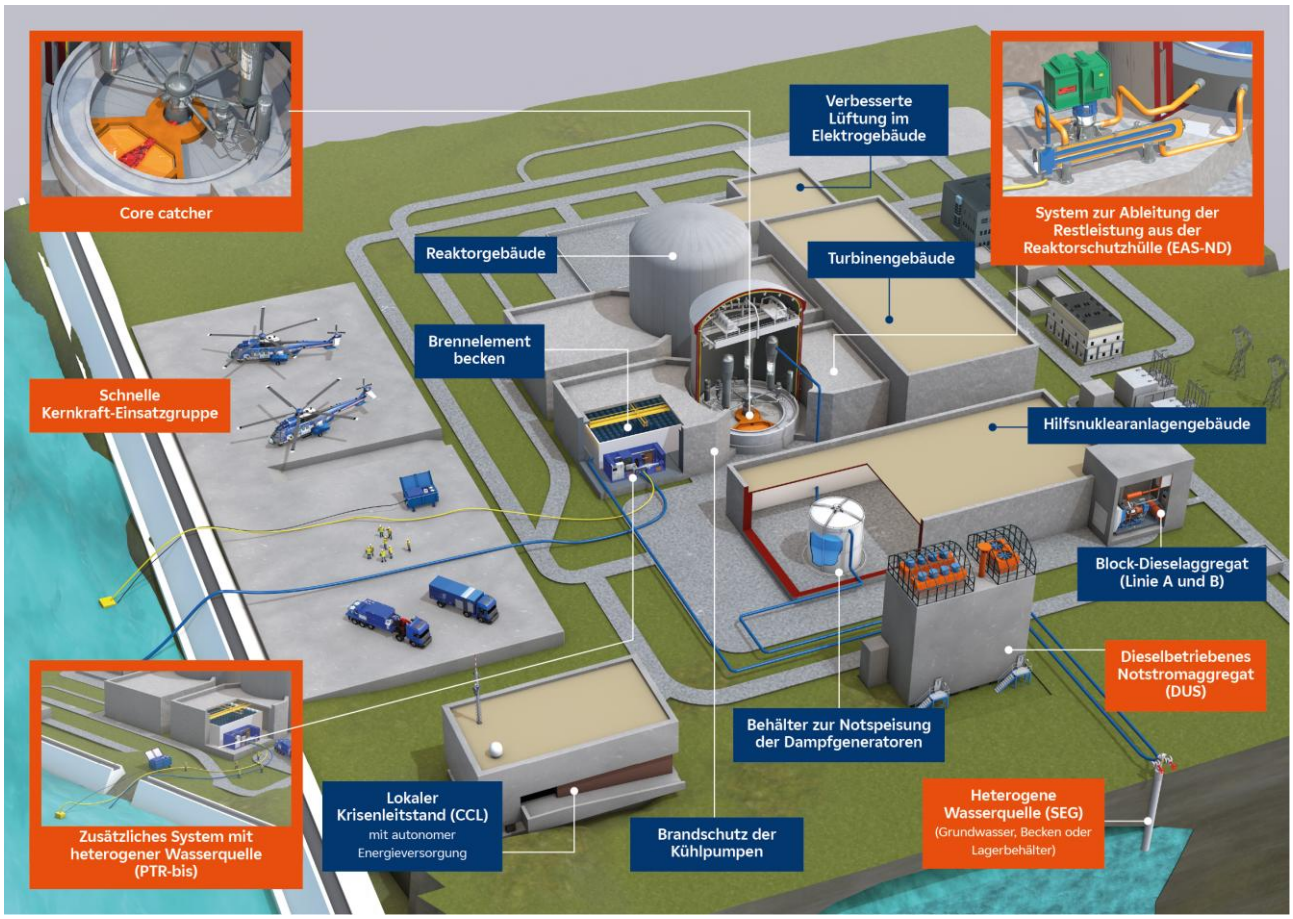


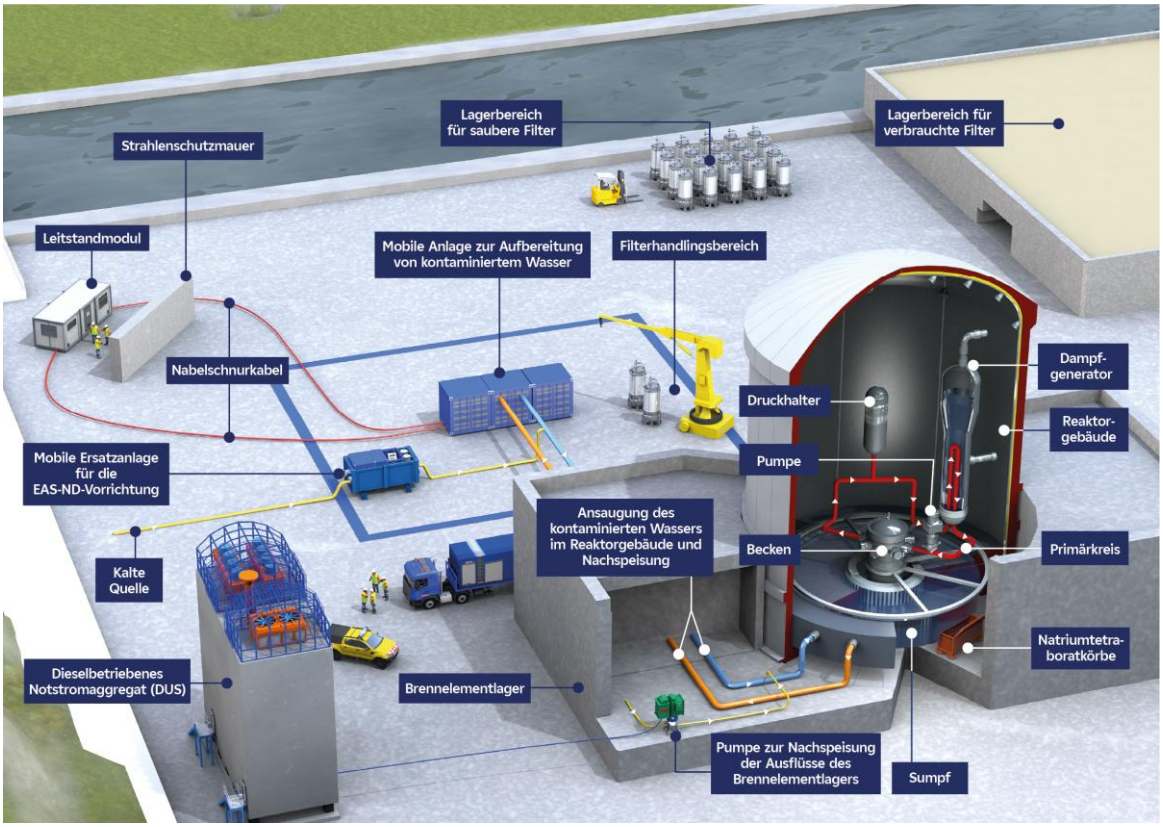
Die „EAS-ND"-Maßnahme beruht auf den folgenden Mitteln:

- Eine Pumpe (angetrieben vom dieselbetriebenen Notstromaggregat (DUS),
- Einen Wärmetauscher zur Ableitung der Wärme aus der Reaktorschutzhülle,
- Eine kalte Quelle „Noyau Dur" (SF-ND), die aus einer mobilen Pumpvorrichtung besteht,

Die mobilen Gerätschaften der „Noyau Dur“-Systeme werden von der **Force d’action rapide du nucléaire (FARN – schnelle Kernkraft-Einsatzgruppe)** gehandhabt. Die FARN ist das Ergebnis der im Zusammenhang mit dem Unfall in Fukushima erworbenen Erfahrung und besteht aus 300 geschulten EDF-Mitarbeitern, die jederzeit bereitstehen, um an französischen Kernkraftwerken spätestens 24 Stunden nach Auslösen des Unfalls vor Ort einzugreifen.

Wichtigste Maßnahmen des „Noyau Dur“





Dekontaminierung des Wassers im Reaktorgebäude nach einem Unfall mit Kernschmelze



7. ÜBERWACHUNG DER UMWELT

Kernkraftwerk von Blayais, Département Gironde
Copyright Eranian Philippe – TOMA

7.1. Überwachungsmaßnahmen für den Normalbetrieb

EDF verfügt über verschiedene Programme zur Überwachung der Umwelt. In den kommenden zehn Jahren wird nicht mit einer maßgeblichen Entwicklung der Nachteile gerechnet, die das Kraftwerk von Blayais für geschützte Interessen aufweist. Daher werden die Überwachungsprogramme unverändert fortgeführt. Die Überwachungsmaßnahmen werden im folgenden Abschnitt beschrieben.

Luft und Klimafaktoren

Die Freisetzung chemischer Schadstoffe in die Atmosphäre durch den Standort sind Gegenstand einer jährlichen Schätzung, die im Anhang des Umweltjahresberichts vorgelegt wird:

- Die Schwefeloxidfreisetzungen, die unter Anderem auf der Grundlage des Kraftstoffverbrauchs der Notstromaggregate, der Art der verwendeten Kraftstoffe, der Art der Anlagen und der Betriebsbedingungen berechnet wird;
- Die Formol- und Kohlenstoffmonoxidfreisetzungen, die durch den Austausch der Isolierungen entstehen, berechnet auf der Grundlage der Isolierungsmengen, die bei den Reaktorrevisionen ersetzt werden;
- Die Freisetzungen flüchtiger Stoffe aus der Aufbereitung der Sekundärkreise (Ammoniak, Ethanolamin);
- Diffuse Emissionen von erfassten Kühlflüssigkeits- und SF_6-Mengen bei der Wartung dieser Anlagen.

Das Kraftwerk von Blayais überwacht auch das Wetter mithilfe einer automatischen Wetterstation (Temperatur-, relative Feuchte und Niederschlagsmessungen) und einem 80 m hohen Wettermast mit Anemometer (Windrichtungs- und Windgeschwindigkeitsmessungen)



Beispiele von Gerätschaften zur Niederschlags-, Temperatur- und Windmessung ©EDF

Oberflächengewässer

Das Kraftwerk von Blayais ergreift die folgenden Maßnahmen:

- Ein Programm zur Überwachung der Ausflüsse, das mit Zustimmung der Aufsichtsbehörde erstellt wurde und der Prüfung der Beachtung der in den Beschlüssen der ASN zur Genehmigung der Ausflüsse und Wasserentnahmen vorgeschriebenen Werte dient. Dieses Programm wird unter der Verantwortung des Betreibers gemäß dem Prinzip der „Selbstüberwachung“ implementiert.
- Ein Programm zur Überwachung der Umwelt als Zusatz zum Prüfprogramm, das sicherstellen soll, dass die Auswirkung der Wasserentnahmen und Ausflüsse des Kraftwerks von Blayais auf das Ökosystem der Gironde nicht die in der Auswirkungsstudie vorgelegten Werte überschreitet. Auch dieses Programm wird mit Zustimmung der ASNR erstellt und unter der Verantwortung des Betreibers gemäß dem Prinzip der „Selbstüberwachung“ implementiert.



Überwachung der flüssigen Schadstoffe ©EDF

- Das Kraftwerk von Blayais führt auch eine Überwachung der Wasserlebensräume durch, die aus einer chemischen und hydroökologischen Überwachung besteht (Nachverfolgung der physisch-chemischen Parameter und der hydrobiologischen Segmente);
    - Ziel der chemischen Überwachung ist die Feststellung der Konzentration der vom Kraftwerk freigesetzten Chemikalien im Wasser;
    - Ziel der hydroökologischen Überwachung ist die Erfassung der natürlichen Entwicklung im aufnehmenden Umweltbereich zur Feststellung anormaler, langfristiger Entwicklungen des Ökosystems, die dem Kraftwerksbetrieb zuzuschreiben wären.

Böden und Grundwasser

- Das Kraftwerk von Blayais hat ein Programm zur Überwachung der chemischen und radiologischen Grundwasserqualität eingerichtet, mit dem Ziel, eventuell vorhandene, durch das Kraftwerk verursachte Belastungen der Grundwasserschichten festzustellen. Auch ein Piezometer oberhalb des Standorts wird überwacht, um den Zustand der Grundwasserqualität vor dem Kraftwerksbereich zu ermitteln.
- Parallel dazu werden im Falle einer Betriebsstörung und im Rahmen der vorgeschriebenen Unterlagen die Qualität der Böden im Kraftwerksbereich geprüft. Mehrere Vorrichtungen zur Überwachung der im Grundwasser entnommenen Wassermengen und zur Gewährleistung der zulässigen behördlichen Grenzwerte wurden im Bereich des Kraftwerks eingerichtet.

Radioökologie

Das Kraftwerk von Blayais implementiert ein Programm zur Überwachung der radioaktiven Ausflüsse an folgenden Punkten:

- Den Schornsteinen des Hilfsnuklearanlagengebäudes für die atmosphärischen Freisetzungen;
- Den Räumlichkeiten, die kontaminiert werden könnten, z. B. das Hilfsaufbereitungsanlagengebäude, die radioaktive Werkstatt, die Waschküche und die Labore;
- Den diffusen Freisetzungen, zu denen die Dampffreisetzungen des Entlastungssystem in die Atmosphäre und die Freisetzungen an den Lüftungsventilen der Lager- und Kühlbehälter der Becken gehören;
- Den Lagerbehältern für flüssige Ausflüsse;
- Dem Regenwasser und dem Ventil- und Abwasser.



© EDF
Prinzipdarstellung der radiologischen Überwachung der Umwelt

Die Radioaktivität in der Umwelt des Kraftwerks von Blayais wird im Rahmen der folgenden Maßnahmen überwacht:

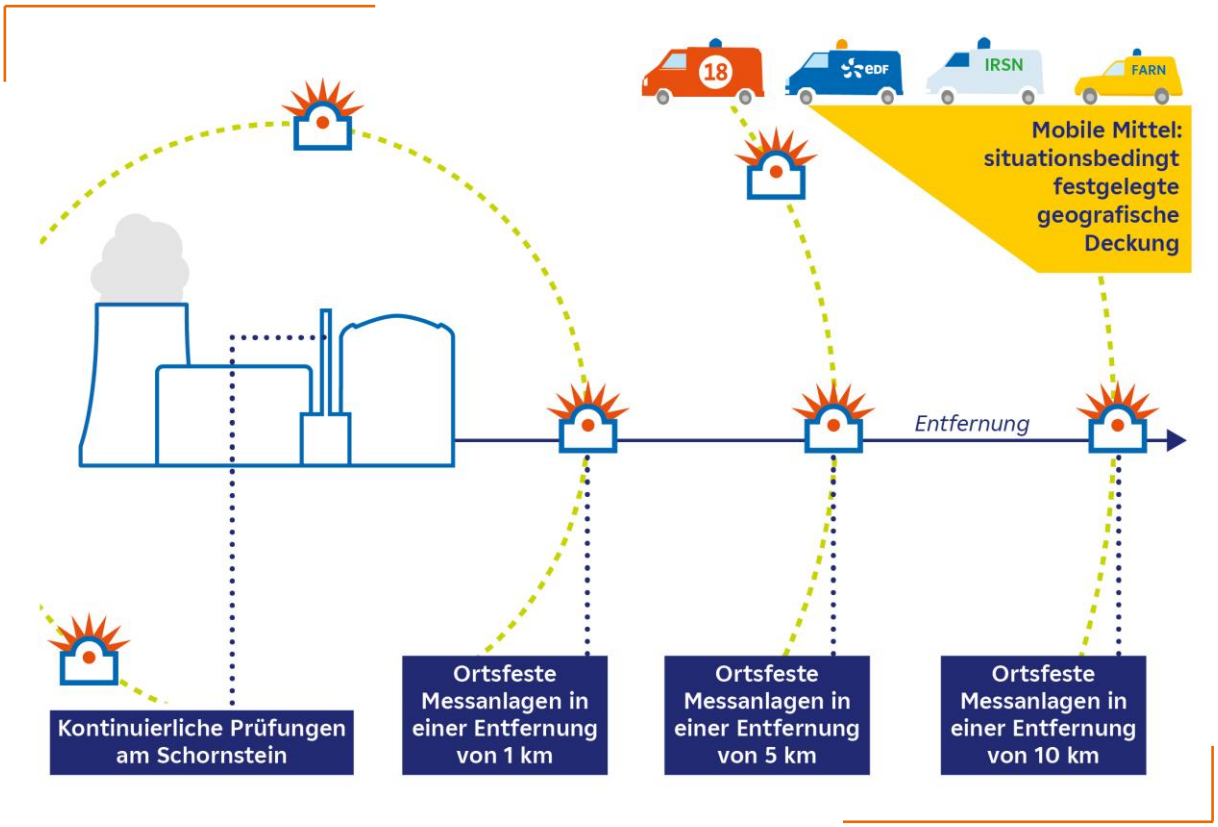
- Ein behördlicher radiologischer Überwachungsplan, der vom Kraftwerk implementiert wird und insbesondere die folgenden Punkte überwacht:
  - Die Atmosphäre mit einer radiologischen Überwachung der Gammastrahlung in der Umwelt, des atmosphärischen Staubs, des Tritiums in der Luft und im Regenwasser;
  - Das Grundwasser;
  - Die Umwelt an Land mit Messungen der Milch und der Bodenpflanzen sowie der oberflächlichen Bodenschichten und landwirtschaftlichen Erzeugnisse;
  - Die Umwelt im Wasser mit Messungen der Oberflächengewässer, Sedimente, Wasserpflanzen und Wasserlebewesen (Muscheln, Schalentiere und Fische).
- Radioökologische Studien auf Veranlassung des Betreibers (Jahresbilanz, Zehnjahresbilanz, Sonderstudien), deren Durchführung zugelassenen Fachlaboren anvertraut wird;
- Ein radiologischer Überwachungsplan, den ASNR systematisch auf eigene Kosten von seinen Abteilungen des „Gutachten"-Zentrums durchführen lässt.

Bevölkerung und deren Gesundheit

Die Überwachung der Auswirkungen des Kraftwerks von Blayais auf die Gesundheit der benachbarten Bevölkerung wird durch die Überwachung der Bereiche Atmosphäre, Oberflächengewässer, Grundwasser und Radioökologie umgesetzt (siehe obige Ausführungen).
Die Lärmbelastung wird im Rahmen der periodischen Lärmbelastungsmesskampagnen überwacht, um die Einhaltung der Vorschriften sicherzustellen.
Da die Lichtemissionen und Vibrationen für die benachbarten Bevölkerungsgruppen unkritisch sind, werden zu dieser Thematik keine Überwachungsmaßnahmen vorgeschlagen.

7.2. Überwachungsmaßnahmen hinsichtlich der radiologischen Risiken

In einer Unfallsituation dienen die feststehenden und mobilen Messmittel der Kontrolle/Überwachung der Radioaktivität in der Umwelt. Die ortsfesten Messmittel sind **kontinuierlich betriebsbereit** und umfassen die Überwachung der Freisetzungen am Schornstein und die Messung der Radioaktivität in der Umgebungsluft durch Messanlagen, die in einer Entfernung von 1 km, 5 km und 10 km vom Standort aufgestellt sind.
Diese Messungen werden bei Unfällen durch mobile, auf den Fahrzeugen von EDF, dem Gutachtendienst der ASNR und der Feuerwehr installierte Messanlagen verstärkt, die den Bereich um das Kraftwerk abfahren.


18
IRSN
FARN
Mobile Mittel: situationsbedingt festgelegte geografische Deckung
Entfernung
Kontinuierliche Prüfungen am Schornstein
Ortsfeste Messanlagen in einer Entfernung von 1 km
Ortsfeste Messanlagen in einer Entfernung von 5 km
Ortsfeste Messanlagen in einer Entfernung von 10 km

8. SCHLUSSFOLGERUNGEN



Kernkraftwerk von Blayais, Département Gironde
Copyright EDF, Gabrielle Balloffet

In Frankreich wird der Bau eines Kernkraftwerks von der französischen Regierung nach Freigabe durch die Behörde für nukleare Sicherheit und Strahlenschutz (Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection – ASNR) genehmigt. Diese Genehmigung enthält keine Betriebsdauerbegrenzung. Dennoch muss der Betreiber alle 10 Jahre eine vertiefte periodische Sicherheitsüberprüfung durchführen, um die Betriebsbedingungen der Anlage für die nächsten 10 Jahre zu bewerten. Er muss sicherstellen, dass der Betrieb der Anlage die für den Standort geltenden nuklearen Sicherheitsregeln erfüllt, und die Prüfung der Risiken und Nachteile aktualisieren, die die Anlage für die öffentliche Sicherheit, Gesundheit und Hygiene oder den Natur- und Umweltschutz, d. h. die sogenannten „geschützten Interessen“ birgt.

In den vier von Électricité de France (EDF) betriebenen 900 MWe-Reaktoren des Kernkraftwerks von Blayais findet nun die 4. periodische Sicherheitsüberprüfung statt.

Nach Abschluss jeder einzelnen Sicherheitsüberprüfung erstellt EDF einen Bericht, der ihre Schlussfolgerungen und die für den verbesserten Schutz der geschützten Interessen in Betracht gezogenen Maßnahmen darlegt. Nach dem 35. Betriebsjahr findet ein öffentliches Anhörungsverfahren bezüglich dieses Abschlussberichts über die Sicherheitsüberprüfung statt.

Das vorliegende Dokument ist Teil der Unterlagen des öffentlichen Anhörungsverfahrens, das im Rahmen der 4. periodischen Sicherheitsüberprüfung der Reaktoren von Blayais durchgeführt wird. Es betrifft alle vier Reaktoren des Kraftwerks. Dieses Dokument bezieht sich auf die mit dem Betrieb dieser Reaktoren während der zehn Jahre nach der 4. periodischen Sicherheitsüberprüfung verbundenen Auswirkungen auf die Umwelt, einschließlich der radiologischen oder sonstigen Folgen eventueller Störfälle oder Unfälle.

Auswirkungen bei Normalbetrieb

Die Wechselbeziehungen zwischen dem normalen Kraftwerksbetrieb und der Umwelt, d. h. die Wasserentnahmen und die Ausflüsse, die Erzeugung von Abfällen, die Lärmbelästigung und die Flächennutzung bleiben in den kommenden zehn Jahren auf dem gleichen Niveau wie während des vergangenen Jahrzehnts.

Die Analyse der Auswirkungen dieser Wechselbeziehungen auf die verschiedenen Bereiche der Umwelt, d. h. die Luft und Klimafaktoren, Oberflächengewässer, Böden und Grundwasser, die Radioökologie, die Artenvielfalt, die Bevölkerung und deren Gesundheit und die menschlichen Aktivitäten belegt keine maßgeblichen Auswirkungen des Kraftwerksbetriebs im aktuellen Zustand und für die zehn Jahre nach der 4. periodischen Sicherheitsüberprüfung.

Grenzüberschreitende Auswirkungen werden nicht erwartet.

Auswirkungen bei Unfällen

Als allgemeine Ausrichtung der 4. periodischen Sicherheitsüberprüfung ihrer 900 MWe-Reaktoren hat EDF sich für die Angleichung an die nuklearen Sicherheitsziele der Reaktoren der 3. Generation wie EDFs Bezugsreaktor „EPR Flamanville 3“ (FLA3) entschieden.

Umfangreichen Maßnahmen zur Verbesserung der nuklearen Sicherheit, die zusammengefasst in diesem Dokument vorgestellt werden, wurden im Rahmen der 4. Sicherheitsüberprüfung in 4 Hauptthemenbereichen umgesetzt:

- **Unfälle ohne Kernschmelze:** Verringerung der radiologischen Folgen, bis sie unter den Grenzwerten für die Implementierung der Bevölkerungsschutzmaßnahmen liegen.
- **Aggressionen:** Berücksichtigung stärkerer Aggressionen – insbesondere Trockenheit, Hitzewellen, Überschwemmungen, Erdbeben – und Einrichtung der „Noyau Dur“-Vorrichtungen zur Verstärkung der Widerstandsfähigkeit der Anlagen gegen extreme Aggressionen wie Erdbeben, Wirbelstürme und Überschwemmungen.
- **Brennelementbecken:** Einrichtung zusätzlicher Mittel zur Kühlung, die von den bestehenden Vorrichtungen unabhängig sind.
- **Unfälle mit Kernschmelze:** Implementierung weiterer Maßnahmen, einschließlich der sogenannten „Noyau Dur“-Vorrichtungen, damit die vorzeitige und umfangreiche Freisetzung von Schadstoffen extrem unwahrscheinlich wird und nachhaltige Auswirkungen für die Umwelt vermieden werden.

Der für die nukleare Sicherheit bei dieser 4. Sicherheitsüberprüfung gewählte Ansatz – mit wichtigen Entwicklungen des Konzepts und des Betriebs der Reaktoren von Blayais – verringert deutlich die Auswirkungen auf die Umwelt im Zusammenhang mit den radiologischen Risiken.

Wie im Dokument vorgestellt, wären die radiologischen Folgen der hypothetischsten schwersten Unfälle mit Kernschmelze räumlich und zeitlich begrenzt und kompatibel mit den für den Bevölkerungsschutz festgelegten Maßnahmen. Die grenzüberschreitenden Auswirkungen durch die atmosphärische Ausbreitung radioaktiver Stoffe sind sowohl auf kurze Sicht als auch langfristig nach Kumulierung vernachlässigbar.

Aufgrund der 4. periodischen Sicherheitsüberprüfung setzt EDF den Betrieb ihrer Reaktoren von Blayais bis 50 Jahre fort und trägt so zur Aufrechterhaltung einer Stromerzeugung mit niedriger CO_2-Bilanz bei, deren CO_2-Freisetzung pro kW für den gesamten Lebenszyklus des Kraftwerks unter 4 g liegt.

Für die verschiedenen Umweltbereiche werden während der kommenden zehn Jahre keine wesentlichen negativen Auswirkungen durch den Normalbetrieb des Kraftwerks von Blayais erwartet. Seine Stilllegung würde keine nennenswerten Vorteile für die Umwelt bieten. Sie würde jedoch zu einem deutlichen Einbruch der CO_2-freien Stromerzeugung führen, die dem Verbrauch von mehr als 5 Millionen Haushalten entspricht. Die CO_2-Emissionen zur Erzeugung der entfallenen Produktion durch den europäischen Energiemix lägen bei über 5 Millionen Tonnen CO_2 im Jahr.


Kernkraftwerk von Blayais, Département Gironde
Copyright EDF, Gabrielle Balloffet

GLOSSAR

Abkürzungen	Bezeichnungen
Konventioneller Unfall	Der Begriff „konventioneller Unfall“ wird für einen Unfall verwendet, der nicht bzw. nur schwach radioaktive Folgen haben kann.
ACV	Analyse du cycle de vie – Analyse des Lebenszyklus
APRP	Accident de perte de réfrigérant primaire – Unfall mit Verlust von Primärkreiskältemittel
ASG-ND	Système de refroidissement secondaire « Noyau Dur » – System „Noyau Dur“ zur Sekundärkreiskühlung
ASNR	Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection – Behörde für nukleare Sicherheit und Strahlenschutz
CENTRACO	CENtre de TRAitement et de COnditionnement – Aufbereitungszentrum
Potentielle Ziele	Die Bevölkerungsgruppen außerhalb der Standortgrenzen sowie die Umwelt, die den zu schützenden Interessen aus Artikel L. 593-1 des französischen Umweltgesetzbuchs entsprechen.
CIRES	Centre Industriel de Regroupement d’Entreposage et de Stockage de l’ANDRA – Industriezentrum mit Sammelzwischenlager- und -lagerstätte der ANDRA (nationale Behörde für die Verwaltung radioaktiver Abfälle)
CSA	Centre de Stockage de l’Aube – Lagerstätte im Departement „Aube“
Gefahr	Der Begriff „Gefahr“ definiert eine inhärente Eigenschaft eines Stoffs (Butan, Chlor...), eines Techniksystems (Druckbeaufschlagung mit Gas...), einer Vorrichtung (Heben einer Last...), eines Organismus (Bakterie...), die zu Schäden an einem „empfindlichen Objekt“ führt. Der Begriff „Gefahr“ geht einher mit den Begriffen der Entzündbarkeit oder Explosionsfähigkeit, der Toxizität, der Infektiosität... und dem der verfügbaren Energie, die die Gefahr auszeichnet.
DCE	Directive Cadre sur l’Eau – Rahmenrichtlinie Wasser
DeD	Débit d’équivalent de Dose – Ortsdosisleistung

DOCOB	DOCuments d'OBjectifs – Zielsetzungsunterlagen
DOR	Dossier d'Orientations du Réexamen périodique – Orientierungsunterlagen für die periodische Sicherheitsüberprüfung
DUS	Diesel d'Ultime Secours – dieselbetriebenes Notstromaggregat
EAS	Système d'aspersion d'eau dans l'enceinte de confinement – Beregnungssystem in der Reaktorschutzhülle
EAS-ND	Système d'évacuation de la puissance résiduelle de l'enceinte – System zur Ableitung der Restleistung aus der Reaktorhülle
EDF	Electricité de France – französische Energieversorgungsgesellschaft
EIP	Élément Important pour la Protection des intérêts – wichtige Komponenten für den Schutz der Interessen
EPR	European Pressurised Reactor (Réacteur à Eau Pressurisée) – europäischer Druckwasserreaktor. Gehört der 3. Generation Kernkraftwerke zur Stromerzeugung an
EPRS	Évaluation Prospective des Risques Sanitaires – prospektive Bewertung der Gesundheitsrisiken
EPS	Études Probabilistes de Sûreté – Wahrscheinlichkeitsstudien zur nuklearen Sicherheit
ERC	Eviter, Réduire, Compenser – Vermeiden, verringern, kompensieren
FA	Faible Activité – schwach radioaktiv
FARN	Force d'Action Rapide du Nucléaire – schnelle Kernkraft-Einsatzgruppe
FLA3	Kernkraftwerk Nr. 3 (EPR) des Standorts von Flamanville
GNU	Parc à gaz du magasin général servant à l'entreposage des bouteilles non utilisée – Gasbereich des Hauptlagers für die Zwischenlagerung nicht verwendeter Flaschen
GP/GPE	Groupe Permanent d'experts – ständiges Sachverständigengremium
GV	Générateur de Vapeur – Dampferzeuger
HA	Haute Activité – Stark radioaktiv
ICPE	Installation Classée pour la Protection de l'Environnement – umweltschutzkritische Anlage
IEM	Interprétation de l'État des Milieux – Auslegung des Zustands der Umwelt
INB	Installation Nucléaire de Base – Basiskernkraftanlage
INERIS	Institut National de l'Environnement et des RISques – nationales Institut für Umwelt und Risiken
IRSN	Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire – Institut für Strahlenschutz und nukleare Sicherheit
MA	Moyenne Activité – mäßig radioaktiv
MES	Matières en Suspension – Schwebstoffe
ND	Noyau Dur
NQE	Normes de Qualité Environnementales – Umweltqualitätsnormen
NMA	Niveaux Maximaux Admissibles – maximal zulässige Level
OISS	Ouverture Intempestive d'une Soupape Secondaire à 0%Pn – unbeabsichtigtes Öffnen eines Ventils im Sekundärkreis bei 0 %Pn
OPEL	Ouvrage de Prise d'Eau en Loire – Bauwerk zur Wasserentnahme aus der Loire
PA	Produits d'Activation – Aktivierungsprodukte
PF	Produits de Fission – Spaltungsprodukte
Gefährliches Ereignis	Als gefährliches Ereignis gilt die teilweise oder umfassende Freisetzung von Energie oder Stoffen, deren Auswirkungen Schäden an potenziellen Zielen verursachen können.
Gefahren-Potenzial	Eine potenzielle Gefahrenquelle beschreibt einen Stoff, ein Techniksystem, eine Vorrichtung, einen Organismus..., die Schäden verursachen können, die empfindliche Objekte beeinträchtigen.
PTR-bis	Système de traitement et de refroidissement d'eau des piscines supplémentaire – zusätzliches System zur Aufbereitung und Kühlung des Beckenwassers
RCR	Rapport de Conclusion du Réexamen périodique – Abschlussbericht über die periodische

	Sicherheitsprüfung
REP	Réacteur à Eau Pressurisée – Druckwasserreaktor
RIS	Système de sauvegarde et de protection du circuit primaire (injection de sécurité) – System für die Aufrechterhaltung und den Schutz des Primärkreises (Notkühlsystem)
Risiko	Jede menschliche Tätigkeit verursacht Risiken. Ein Risiko wird als Kombination der Wahrscheinlichkeit des Auftretens eines schädlichen Ereignisses und dem Umfang seiner Auswirkungen definiert.
RP	Réexamen périodique – periodische Sicherheitsüberprüfung
RP4	4e réexamen périodique – 4. periodische Sicherheitsüberprüfung
RP4 900	4e Réexamen Périodique des réacteurs de 900 Mwe – 4. periodische Sicherheitsüberprüfung der 900 MWe-Reaktoren
RTGV	Rupture de tube de générateur de vapeur – Bruch einer Leitung des Dampferzeugers
RTGV4	Rupture d'un Tube de Générateur de Vapeur de catégorie 4 – Bruch einer Leitung des Dampferzeugers der 4. Kategorie
RTV	Rupture de Tuyauterie Vapeur – Bruch einer Dampfleitung
RTV + nRTGV	Rupture de Tuyauterie Vapeur cumulée à la Rupture multiple de Tubes de Générateurs de Vapeur – Bruch einer Dampfleitung kumuliert mit multiplen Dampferzeugerrohrbrüchen
SEG	Système Source d'Eau diversifiée – System mit heterogener Wasserquelle
SEI	Seuil des Effets Irréversibles – Schwellenwert der irreversiblen Auswirkungen
SF-ND	Source Froide Noyau Dur – Kalte Quelle „Noyau Dur“
Gefahrstoff	Stoff, Zubereitung oder Mischung, der die Kriterien physikalischer Gefahren, Gefahren für die Gesundheit oder Gefahren für die Umwelt gemäß der geänderten Verordnung vom 20. April 1994 erfüllt.
TFA	Très Faiblement Actif / Très Faible Activité – sehr schwach radioaktiv/sehr schwache Radioaktivität
THE	Très Haute Efficacité – Hocheffizient
THM	Trihalométhanes – Trihalomethane
VC	Vie Courte – kurze Halbwertszeit
VL	Vie Longue – lange Halbwertszeit
VTC	Vie Très Courte – sehr kurze Halbwertszeit
WENRA	Western European Nuclear Regulators Association (Association des régulateurs nucléaires d'Europe occidentale) – Verband der nuklearen Aufsichtsbehörden für Westeuropa
ZER	Zone à Émergence Règlementée – Zone mit reglementiertem Aufkommen
ZNIEFF	Zones Naturelles d'Intérêt Écologique, Faunistique et Floristique – Naturgebiete mit besonderer Bedeutung bezüglich der Umwelt, Fauna und Flora
ZPS	Zones de Protection Spéciales – besondere Schutzgebiete vom Typ Europäisches Vogelschutzgebiet
ZSC	Zones Spéciales de Conservation – besondere Schutzgebiete vom Typ FFH-Gebiet



DOCUMENT

3

DESCRIPTION DES DISPOSITIONS PROPOSÉES PAR L'EXPLOITANT À LA SUITE DU RÉEXAMEN PÉRIODIQUE DU RÉACTEUR N°2

Enquête publique concernant le rapport du du 4e réexamen périodique

CENTRALE NUCLÉAIRE DU BLAYAIS - RÉACTEUR N°2

Inhaltsverzeichnis

1. Einleitung 3

2. Verbesserung der nuklearen Sicherheit im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Anlage 4

3. Vom Betreiber im Anschluss an die 4. periodische Überprüfung vorgeschlagene Maßnahmen 8

3.1. Maßnahmen im Bereich „Risiken“ 10

3.1.1. Maßnahmen zur Einhaltung der Vorschriften durch die Anlage 10

3.1.2. Bestimmungen zur Neubewertung der Sicherheitsstufe 12

3.2. Bestimmungen zum Aspekt „Nachteile“ 67

3.3. Bestimmungen zur langfristigen Aufrechterhaltung der Anlagen 68

4. Anhang 1: Liste der vom Betreiber vorgeschlagenen Bestimmungen 69

5. Anhang 2: Übersichten 73



1. Introduction

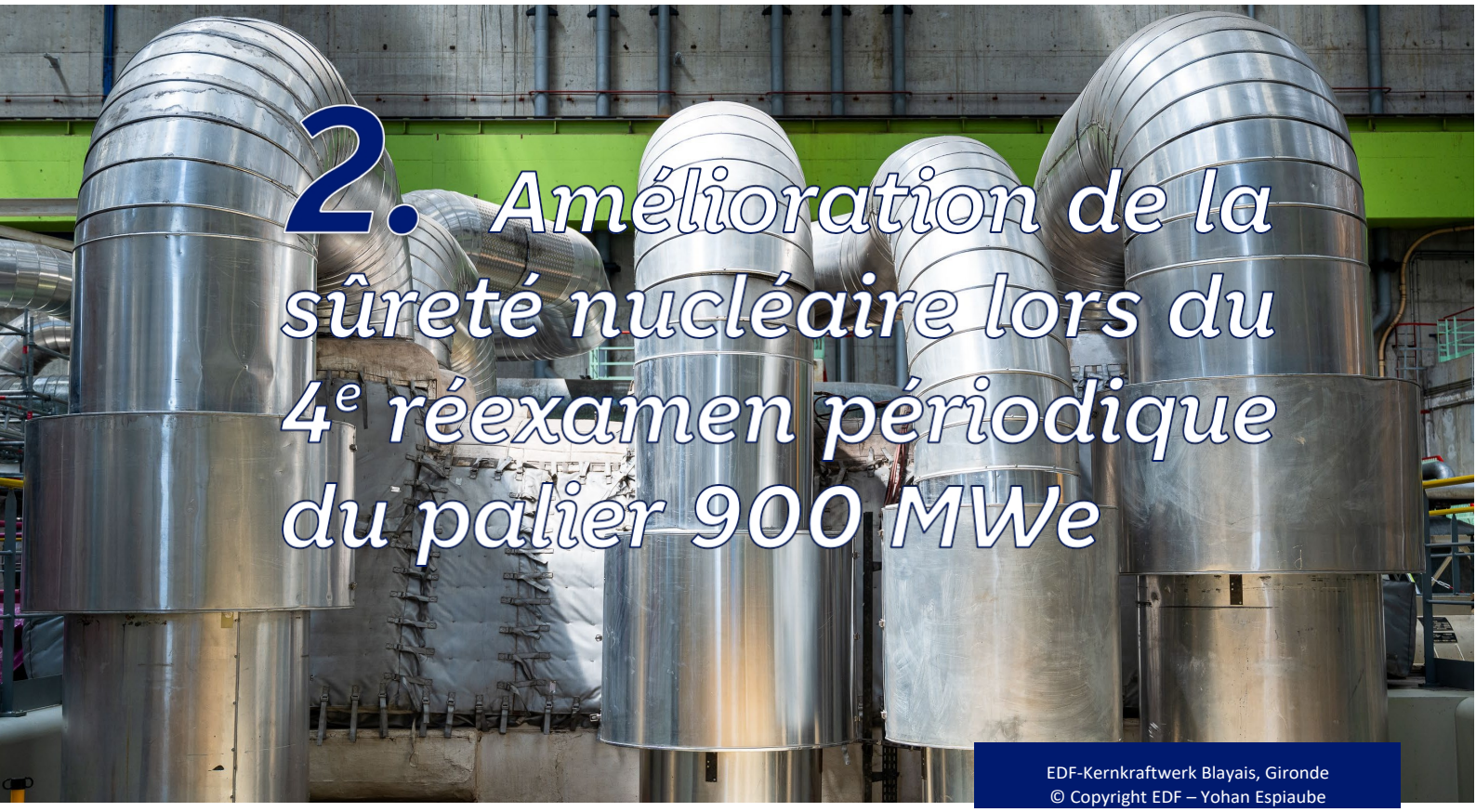
EDF-Kernkraftwerk Blayais, Gironde Copyright EDF – Yohan Espiaube

Dieses Dokument beschreibt die von EDF im Anschluss an die 4 regelmäßige Überprüfung des Reaktors Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais vorgeschlagenen Maßnahmen. Es bildet den Teil Nr. 3 der Unterlagen für die öffentliche Anhörung zum Bericht über diese Überprüfung und entspricht somit Artikel R. 593-62-4 des Umweltgesetzbuchs:

„Die Unterlagen für die in Artikel L. 593-19 Absatz 2 genannte öffentliche Anhörung umfassen: 3° – Die Beschreibung der vom Betreiber vorgeschlagenen Maßnahmen zur Behebung der festgestellten Mängel oder zur Verbesserung des Schutzes der in Artikel L. 593-1 genannten Interessen im Anschluss an die regelmäßige Überprüfung, die in dem in Artikel L. 593-19 Absatz 1 genannten Bericht enthalten sind […]“

Dieses Dokument wurde speziell im Rahmen des Unterlagenpakets zur öffentlichen Anhörung verfasst. Es bezieht sich nicht direkt auf den Gegenstand der öffentlichen Anhörung, nämlich den Überprüfungsbericht (Anlage 2), sondern dient als ergänzende Erläuterung zu diesem Bericht. Es stellt die von EDF vorgeschlagenen Maßnahmen dar, d. h. die Maßnahmen, die im Rahmen des Industrieprogramms im Anschluss an die Veröffentlichung des Überprüfungsberichts zu Blayais 2 vorgesehen sind. Die Vollständigkeit der vorgeschlagenen Maßnahmen ist in Anlage 2 dargelegt.

Dieses Dokument berücksichtigt die Forderungen der Behörde für nukleare Sicherheit (Autorité de sûreté nucléaire) aus dem Schreiben CODEP-DCN-2022-028468 bezüglich der Verbesserung der Unterlagen, die im Rahmen der 4 [(e)]periodischen Überprüfungen der 900-MWe-Reaktoren zur öffentlichen Anhörung vorgelegt wurden.



2. Amélioration de la sûreté nucléaire lors du 4e réexamen périodique du palier 900 MWe

EDF-Kernkraftwerk Blayais, Gironde
© Copyright EDF – Yohan Espiaube

Das Dokument Nr. 1 „Präsentationsvermerk“ der Unterlagen zur öffentlichen Anhörung erläutert den von EDF für die 4. periodische Überprüfung der Kernreaktoren der 900-MWe-Klasse (RP4 900) gewählten Ansatz, der sich in drei Hauptbereiche gliedert:

1. Der Bereich „Risiken“:
   - Überprüfung der Konformität der Anlage hinsichtlich der für sie geltenden Anforderungen und Vorschriften,
   - das Niveau der nuklearen Sicherheit *durch* die allgemeine Ausrichtung der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren zu erhöhen, um die für Reaktoren der 3. Generation festgelegten Sicherheitsziele anzustreben, wobei der EPR in Flamanville 3 als Referenzreaktor der EDF dient.

Diese Ausrichtung wurde in vier technische Ziele unterteilt.

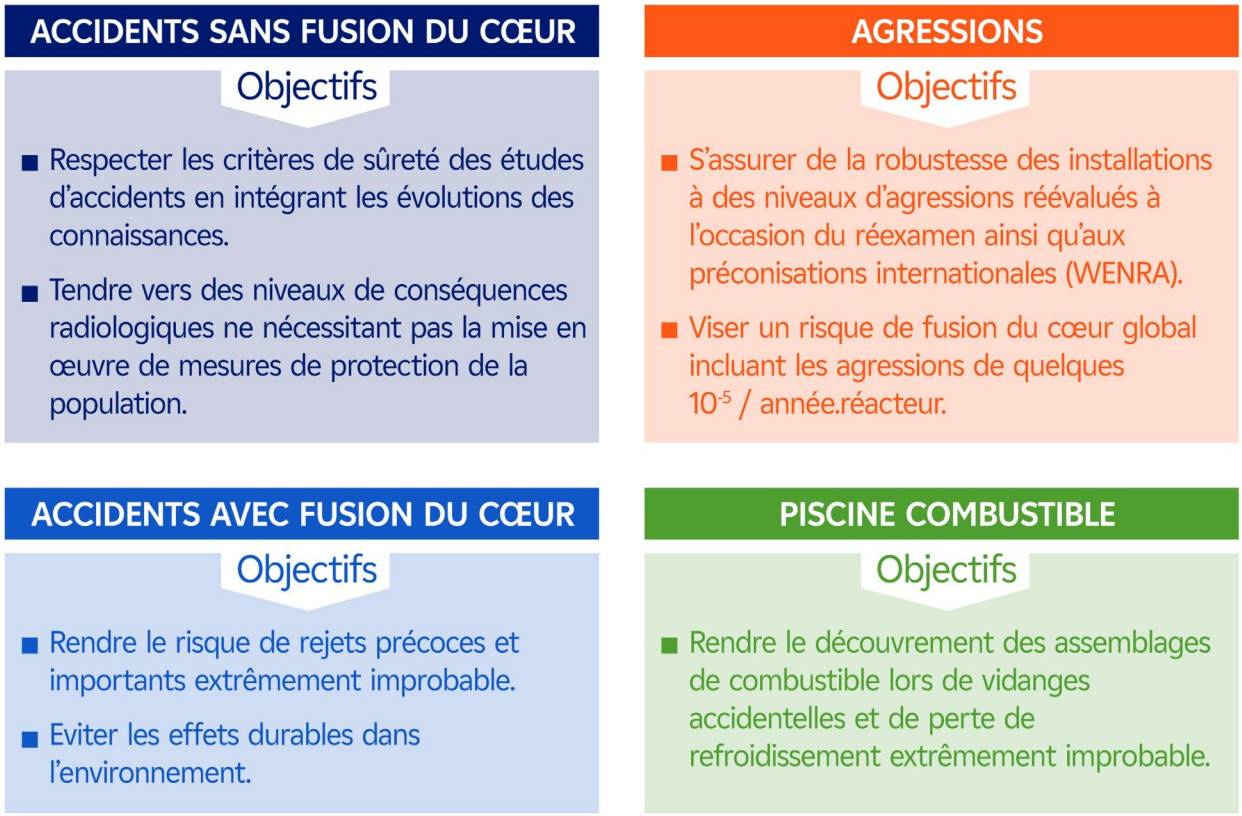


Abbildung 1. Technische Ziele der 4 periodischen Überprüfung

Die von EDF als Reaktion auf die von der ASN nach dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima-Daiichi am 11. März 2011 erlassenen Vorschriften umgesetzten sogenannten „Noyau Dur"-Maßnahmen tragen zur Erfüllung der Ziele der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren bei (*vgl.* § 3.1.2.5.1).

2. Der Bereich „Nachteile" umfasst eine Überprüfung der Konformität und eine Aktualisierung der Bewertung der Nachteile, die die Anlage im Normalbetrieb für Gesundheit und Umwelt mit sich bringt.
3. Der Bereich „Langfristiger Erhalt der Anlagen" mit der Beherrschung der Alterung der Ausrüstung, dem Umgang mit der Veralterung und der langfristigen Aufrechterhaltung der Materialqualifikation für einen weiteren Betrieb nach 40 Jahren.

Die Bestimmungen der periodischen Überprüfung gemäß 4^e^zielen darauf ab, die im Rahmen dieser Überprüfung für die drei oben genannten Hauptbereiche festgelegten Ziele zu erreichen. Eine Bestimmung umfasst die Studien und Änderungen, die zur Erreichung eines Ziels beitragen. Sie umfasst ein kohärentes Ganzes aus grundlegenden materiellen, betrieblichen oder organisatorischen Änderungen, die im Rahmen der Überprüfung am Reaktor umgesetzt werden.

Gemäß dem Schreiben ASN CODEP-DCN-2021-009580 vom 23. Februar 2021 bezüglich der *„Stellungnahme der ASN zur generischen Phase der vierten periodischen* Überprüfung“ wird EDF am Reaktor Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais alle Maßnahmen umsetzen, die mit der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren verbunden sind, und zwar spätestens fünf Jahre nach Veröffentlichung des Überprüfungsberichts.

Als Reaktion auf dieses Schreiben gliedert sich das Industrieprogramm von EDF in mehrere Arbeitsphasen an den Anlagen, unter Berücksichtigung ihres Umfangs und der damit verbundenen Auswirkungen auf die Menschen und Organisationen an den Kernkraftwerksstandorten:

- Die Änderungen, die vor (bei laufendem Reaktor) oder während der Abschaltung für die 4. zehnjährige Überprüfung von Blayais 2 („Phase A“) umgesetzt wurden. Zum Zeitpunkt der öffentlichen Anhörung sind diese Änderungen in Blayais 2 bereits umgesetzt.
- Die Änderungen, die nach der Abschaltung im Rahmen der 4. Zehnjahresinspektion von Blayais 2 umgesetzt werden. Sie sollen entweder:
  - entweder im Rahmen der „Phase B“ und ihrer „Ergänzungsphase“, spätestens im Jahr 2027 für Blayais 2,
  - entweder im Rahmen eines spezifischen Loses für Blayais 2 unter Einhaltung der Frist bis 2029, was die Bestimmungen aus den technischen Vorgaben betrifft (was der Frist von spätestens fünf Jahren nach Vorlage des Berichts zur Überprüfung entspricht).

Der Bericht zur Überprüfung von Blayais 2 (Gegenstand des öffentlichen Anhörungsverfahrens und Anlage 2 der Akte) stellt für jeden Themenbereich die Ziele der Überprüfung dar und nennt die Maßnahmen, mit denen diese Ziele erreicht werden können. Er umfasst sowohl die Maßnahmen der Überprüfung, die vor oder während der Abschaltung für die Zehnjahresinspektion von Blayais 2 umgesetzt wurden, als auch die von EDF im Anschluss an die Überprüfung von Blayais 2 vorgeschlagenen Maßnahmen (deren Beschreibung in diesem Dokument enthalten ist).

Die von EDF im Anschluss an die 4e periodische Überprüfung von Blayais 2 vorgeschlagenen Maßnahmen sollen größtenteils gemäß einem industriellen Programm bis 2029 umgesetzt werden.

Die folgende Zeitleiste fasst die wichtigsten Etappen der spezifischen Phase der 4. (e)periodischen Überprüfung von Blayais 2 zusammen. Die vollständige Zeitleiste, die auch die generische Phase[1] der 4. (e)periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren beschreibt, ist in Anlage 1 der Unterlagen zur öffentlichen Anhörung enthalten.



Abbildung 2. Die wichtigsten Etappen der 4. periodischen Überprüfung von Blayais 2

[1] Seit der Einführung der regelmäßigen Überprüfungen zu Beginn des Betriebs des französischen Kernkraftwerkparks nutzt EDF die Standardisierung seiner Reaktoren nach Leistungsstufen (900-MWe-, 1300-MWe- und 1400-MWe-Stufen), um diese Überprüfungen in zwei sich ergänzenden Phasen durchzuführen. Die erste Phase, die generische Phase, befasst sich mit den Themen, die allen Reaktoren einer Leistungsstufe gemeinsam sind. Die zweite Phase, die spezifische Phase, berücksichtigt die Besonderheiten jedes einzelnen Reaktors und die Umsetzung der Maßnahmen an jedem Reaktor. Die Bestimmungen der generischen Phase der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren waren von September 2018 bis März 2019 Gegenstand einer öffentlichen Konsultation; die von EDF daraus gezogenen Erkenntnisse sind in Anhang 4 der Unterlagen zur öffentlichen Anhörung dargelegt.



3. Dispositions proposées par l'exploitant à la suite du 4e réexamen périodique

EDF-Kernkraftwerk Le Blayais, Gironde
© Copyright EDF – Yohan Espiaube

Die vom Betreiber im Anschluss an die 4. periodische Überprüfung des Reaktors Nr. 2 in Blayais vorgeschlagenen Maßnahmen ergänzen die bereits umgesetzten Maßnahmen.

Sie sind thematisch entsprechend den drei Hauptbereichen der Überprüfung gegliedert.

Für jede vorgeschlagene Maßnahme werden die Informationen wie folgt dargestellt:

Überschrift	Enthält die Überschrift der vorgeschlagenen Maßnahme
Thema	Gibt das betreffende Hauptthema sowie die technischen Ziele an (für das Thema „Sicherheit“)
Typologie	Stellt die Typologie der Anordnung vor: › ergänzende Studien zur Vertiefung bestimmter Sachverhalte. Diese ergänzenden Studien können zu baulichen Maßnahmen und/oder betrieblichen Maßnahmen führen, › „materielle“ Bestimmungen, die auf eine Änderung der Anlagen abzielen, › „betriebliche“ Maßnahmen, die in Änderungen der Allgemeinen Betriebsvorschriften (RGE) bestehen: Vorgaben für den Normalbetrieb, Betrieb der Anlage im Falle eines Unfalls, › bestimmte Studien sind derzeit im Gange, insbesondere wenn sie den Vorgaben der ASN entsprechen, die auf der Grundlage der Schlussfolgerungen der generischen Phase der 4. (e) periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren erlassen wurden (Beschluss Nr. 2021-DC-0706 der Behörde für nukleare Sicherheit vom 23. Februar 2021[2] geändert durch den Beschluss Nr. 2023-DC-0774 der ASN vom 19. Dezember 2023). Es werden aktuelle Informationen zum Stand der Dinge bereitgestellt. Die Bestimmung gilt als „in Prüfung“.
Anwendbarkeit	Gibt die Anwendbarkeit der Bestimmung an: › allgemein für die Baureihe: Die Bestimmung betrifft alle Reaktoren der Baureihe 900 MWe im Rahmen ihrer vierten periodischen Überprüfung, › reaktorspezifisch: Die Bestimmung betrifft den Reaktor, der Gegenstand der öffentlichen Anhörung ist, gilt jedoch nicht für alle Reaktoren der 900-MWe-Klasse. Sie kann mehrere Reaktoren betreffen (beispielsweise alle Reaktoren eines Kraftwerks).

Ziel: Stellt das Ziel der vorgeschlagenen Bestimmung dar.

Technische Erläuterung: Liefert die technische Erläuterung zur vorgeschlagenen Bestimmung.

Jede vorgeschlagene Bestimmung trägt zur Verbesserung des Schutzes der in Artikel L. 593-1 des Umweltgesetzbuchs genannten Interessen bei, ohne nennenswerte und dauerhafte negative Auswirkungen auf die Umwelt zu haben.

[2] Sofern nicht anders angegeben, stammen alle im weiteren Verlauf dieses Dokuments genannten Vorschriften aus diesem Beschluss.

3.1. Bestimmungen zum Bereich „Risiken“

Gemäß den gesetzlichen Anforderungen umfasst der Bereich „Risiken“ der regelmäßigen Überprüfung zum einen eine Prüfung der Konformität der Anlage mit den für sie geltenden Vorschriften und Anforderungen und zum anderen die Neubewertung des Sicherheitsniveaus.

3.1.1. Bestimmungen zur Konformität der Anlag

Vor der Umsetzung von Zielen zur Verbesserung der Sicherheit stellt EDF sicher, dass die Anlagen den für sie geltenden Vorschriften entsprechen.

Ergänzend zur Behebung der während des Betriebs festgestellten Konformitätsabweichungen setzt EDF im Rahmen der regelmäßigen Überprüfungen umfangreiche Mittel zur Überprüfung der Konformität der Anlagen ein, wobei mehrere sich ergänzende Ansätze verfolgt werden:

- das Konformitätsmanagement,
- die Konformitätsprüfung der Blöcke (ECOT),
- das Programm für ergänzende Untersuchungen (PIC),
- ein Programm zur Überprüfung der Systemkonstruktion,
- spezielle Prüfungen.

Zum Thema „Sicherheit/Konformität“ wird folgende Bestimmung vorgeschlagen.

Titel	**Umgang mit dem außergewöhnlichen Vorfall bei der Herstellung von MOX-Stäben**
Thema	Sicherheit / Konformität
Typ	Zu prüfende Bestimmung
Anwendbarkeit	Reaktorspezifisch

Ziel: Verbesserung der Qualität der Pellets in MOX-Brennstäben.

Technische Erläuterung: Um die Fertigungsabweichung bei MOX-Brennelementen (Vorhandensein von plutoniumreichen Ansammlungen, deren Abmessungen die Kriterien überschreiten) zu beheben, untersucht der Lieferant von EDF eine Weiterentwicklung des Fertigungsverfahrens für diese Brennelemente, um die Entstehung solcher Ansammlungen zu verhindern und somit die Einhaltung der Kriterien des technischen Fertigungsdossiers für diese Brennelemente zu gewährleisten. Bis diese mögliche Weiterentwicklung umgesetzt ist, wird dieses Phänomen durch die Anwendung von Abzügen bei den Studienergebnissen berücksichtigt.

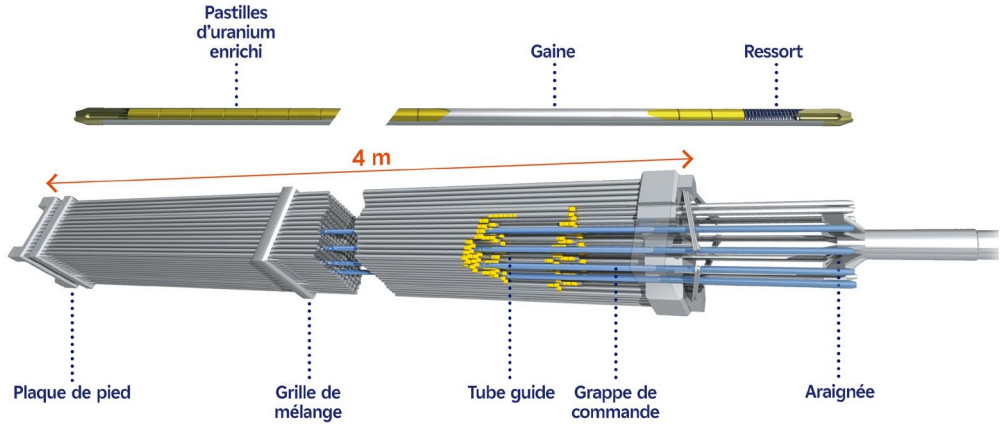


Abbildung 3. Schematische Darstellung eines Brennstoffstabs und einer Brennelementkassette

3.1.2. Bestimmungen zur Neubewertung des Sicherheits s

3.1.2.1. Bestimmungen zu Unfällen ohne Kernschmelze

Anlässlich der 4 periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren wurden die Unfallstudien des Sicherheitsberichts unter Berücksichtigung des aktuellen Stands der Erkenntnisse und Praktiken überprüft.

Um die Einhaltung der Sicherheitskriterien zu überprüfen und ein Ausmaß an radiologischen Folgen anzustreben, das keine Schutzmaßnahmen für die Bevölkerung erfordert, werden zwei Arten von Studien durchgeführt:

- Studien zu deterministisch angenommenen Unfallszenarien; insbesondere ermöglichte eine Übung zur Umsetzung von Unfallsituationen und Reaktionszeiten der für den Reaktorbetrieb zuständigen Bediener, die am EPR von Flamanville 3 berücksichtigt wurden, die Überprüfung des ordnungsgemäßen Verhaltens der an den 900-MWe-Reaktoren verfügbaren Schutzmaßnahmen,
- probabilistische Sicherheitsstudien zum Risiko einer Kernschmelze haben eine Verbesserung gegenüber der 3 periodischen Überprüfung gezeigt, mit einer deutlichen Verringerung des Risikos einer Kernschmelze.

Zum Thema „Unfälle ohne Kernschmelze“ werden folgende Maßnahmen vorgeschlagen.

Überschrift	**Druckanstieg in den Borwasser-Akkumulatoren des Sicherheitsinjektionssystems**
Thema	Sicherheit / Unfälle ohne Kernschmelze
Typologie	Technische Anordnung
Anwendbarkeit	Allgemein – Zwischenlager

Ziel: Begrenzung der radiologischen Folgen der im Sicherheitsbericht untersuchten Unfälle.

Technische Erläuterung: Im Sicherheitsbericht untersucht EDF den Unfall eines Primärkühlmittelverlusts, der durch einen hypothetischen Bruch im Kreislauf verursacht wird. Der Unfall ist durch die Entleerung des Primärkreislaufs gekennzeichnet. Der plötzliche Druckabfall im Primärkreislauf, der ursprünglich durch den Bruch verursacht wurde, kann zu einer Freilegung des Reaktorkerns und zu einem Temperaturanstieg der Brennstäbe führen (*siehe Abbildung 3*), die dann nicht mehr durch Wasser gekühlt werden.

Ziel dieser Maßnahme ist es, den Druck in den mit boriertem Wasser gefüllten Akkumulatoren des Sicherheitsinjektionssystems zu erhöhen. Dadurch kann das in diesen Akkumulatoren enthaltene Wasser bereits zu einem früheren Zeitpunkt im Unfallverlauf in den Primärkreislauf eingespritzt werden, was sich positiv auf die Kühlung der Brennstäbe auswirkt.

Die vorgeschlagene Maßnahme besteht darin, die Einstellung der Gasversorgungsdruckregler zu ändern, die für die Druckbeaufschlagung der Speicher und des Überströmventils sorgen, sowie die oberen und unteren Alarmschwellenwerte für den Druck und die Kalibrierung der Wasserstandssensoren der Speicher anzupassen.

Titel	**Erweiterung des Nachweises der nuklearen Sicherheit im Zusammenhang mit Unfällen**
Thema	Sicherheit / Unfälle ohne Kernschmelze
Typologie	Vertiefung der im Sicherheitsbericht und in den Betriebsvorschriften enthaltenen Studien zum Sicherheitsnachweis (Betrieb der Anlage im Falle eines Unfalls)
Anwendbarkeit	Generisch, Reaktorstufe

Ziel: Bestätigung der Robustheit der Anlage gegenüber neuen, in den Sicherheitsbericht integrierten Szenarien oder – bei bestehenden Szenarien – gegenüber neuen Untersuchungsannahmen, die den aktuellen Stand des Wissens (physikalische Phänomene, Berechnungsmethoden) berücksichtigen.

Technische Erläuterung: Diese Bestimmungen erweitern den Umfang des Nachweises der nuklearen Sicherheit für Unfälle ohne Kernschmelze: Berücksichtigung der Ergebnisse der Ständigen Expertengruppen[3] (GPE) zu den Kriterien für das Brennstoffverhalten und zu den Unfallstudien im Rahmen der 4 periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren, Verbesserung der Modellierung physikalischer Phänomene (Erweiterung des Wissensstands), Berücksichtigung neuer Unfallszenarien, die sich aus neuen Annahmen oder aus dem EPR ergeben. Die Änderungen sind wie folgt:

- Einbeziehung neuer Unfalltransienten in den Sicherheitsbericht:
  - der Transient eines Dampfrohrbruchs der Kategorie 2 ohne Auslösung der Sicherheitsinjektion (sogenannter „Bruch an der Schnittstelle zur Auslösung der Sicherheitsinjektion“),
  - der Transient des Brennstabbündelauswurfs ohne automatische Abschaltung des Reaktors durch Anstieg des Neutronenflusses,
  - die Transienten bei einem Bruch der Dampfleitungen im Sekundärkreis bei 100 % Nennleistung, mit und ohne Ausfall der externen Spannungsversorgung des Kraftwerks,
  - den Transienten der homogenen Verdünnung durch den Bruch eines Rohrs im Wärmetauscherkreislauf der Primärpumpen in allen Betriebszuständen des Reaktors.
- Verbesserung der Modellierung physikalischer Phänomene in bestimmten Studien:
  - Einsatz einer Berechnungsmethode, die die physikalischen Phänomene beim Transient des Entfernens eines Leistungsregelstabs aus dem Reaktorkern genauer simuliert (dreidimensionale Modellierung),
  - ergänzende Berechnungen, um das gesamte Spektrum der Bruchgrößen bei Brüchen der Dampfleitungen abzudecken,
  - Einsatz eines neuen Berechnungscodes zur Abschätzung der langfristigen Ableitung der Restleistung aus dem Reaktorkern im Transient bei einem Primärkühlmittelverlust durch einen Zwischenbruch,

[3] Zur Vorbereitung ihrer wichtigsten Entscheidungen in Fragen der nuklearen Sicherheit oder des Strahlenschutzes stützt sich die ASNR auf die Stellungnahmen und Empfehlungen von acht ständigen Expertengruppen. Die ASNR konsultiert diese ständigen Gruppen zu Themen, die in deren jeweilige Fachgebiete fallen.

- Einführung eines neuen Berechnungscodes zur Abschätzung der kurzfristigen Restleistung für den Unfalltransient bei Verlust des Primärkühlmittels durch einen Zwischenbruch.

› Berücksichtigung der Auswirkungen der Verformung der Brennelemente auf neutronische und thermohydraulische Phänomene. Dieser Nachweis untermauert die technische Anordnung *„Begrenzung der Bewegungen der Regelstäbe der Gruppe* ‚R'" (*siehe* den dieser Anordnung gewidmeten Absatz auf Seite 15).

› Die Ausweitung der Sicherheitsuntersuchungen auf eine größere Anzahl von Brennstoffelementkonfigurationen im Reaktorkern, der im „MOX-Paritätsbetrieb" betrieben wird (Brennstoffmanagementzyklen zur Erhöhung des Schutzes des Reaktorbehälters und sogenannte „variable" Zyklen).

› Die Ausweitung des Nachweises der Kritikalitätskontrolle auf Fälle eines unfallbedingten Herabfallens von Brennelementen im Reaktorgebäude unter Berücksichtigung des neuen Kritikalitätsreferenzrahmens für Tätigkeiten im Brennelementgebäude und im Reaktor bei offenem Reaktorbehälter.

› Die Einbeziehung neuer Auslegungskriterien zum Verhalten des Brennstoffs in Unfallsituationen:

- Nachweis, dass bei einer Beschädigung der Brennstoffhülle kein Brennstoff austritt, und zwar für Transienten beim Auswerfen von Brennelementbündeln und bei einem blockierten Rotor einer Primärmotorpumpe,
- Überprüfung, dass es am Rand der Brennstofftablette nicht zu einer Schmelze kommt, bei Transienten des unkontrollierten Rückzugs beim Anfahren und des Auswurfs von Brennelementbündeln zur Steuerung der Reaktivität,
- Überprüfung der begrenzten Kernschmelze am heißesten Punkt des Reaktorkerns für Störfalltransienten der Kategorie 3[e4]des Sicherheitsberichts.

[4] Die im Sicherheitsbericht untersuchten zufälligen und unfallbedingten Transienten werden entsprechend ihrer Häufigkeit und ihrer Folgen in Kategorien eingeteilt.

Überschrift	**Begrenzung der Bewegungen der Regelstäbe der Gruppe „R“**
Thema	Sicherheit / Unfälle ohne Kernschmelze
Typologie	Betriebsvorschrift (technische Betriebsvorschriften) und materiell
Geltungsbereich	Generisch Stufe

Ziel: Steuerung der Leistungsverteilung im Reaktorkern durch Minderung bestimmter physikalischer Phänomene im Reaktorkern.

Technische Erläuterung: Unter der kumulativen Wirkung von hydraulischen und mechanischen Belastungen, Strahlung und Temperatur können sich die Brennelemente seitlich verformen. Dieses Phänomen äußert sich in einer Ausdehnung der zwischen den Brennelementen vorhandenen „Wasserschichten“, was sich in bestimmten Unfallsituationen (unbeabsichtigtes Herabfallen der Reaktivitätsregelstäbe) nachteilig auf die lokal erreichte Neutronenleistung auswirkt.

Die Maßnahme zielt darauf ab, den Betriebsbereich des Reaktors hinsichtlich der Bewegungen der Regelstäbe der Gruppe „R“ beim Herausziehen aus dem Reaktorkern einzuschränken, wodurch der oben genannte nachteilige Effekt ausgeglichen werden kann.

Die vorgeschlagene technische Maßnahme besteht darin, die Einstellungen der Reaktorschutzsysteme hinsichtlich der Bewegungen dieser Stäbe an der Anlage anzupassen und die Aktivierung dieses Schutzes im Reaktorleitstand anzuzeigen.

Bezeichnung	**Überprüfung der Knickgrenze der Gitter einer Brennelementkassette**
Thema	Sicherheit / Unfälle ohne Kernschmelze
Typ	Geplante Maßnahmen als Reaktion auf die von der ASN erlassene Vorgabe [Etude-D] unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase der 4. e periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren
Anwendbarkeit	Generisch, Reaktorstufe

Ziel: Verbesserung des Verständnisses der mit dem Brennstoff verbundenen physikalischen Phänomene.

Technischer Hintergrund: Es geht darum, die gleichzeitige Kumulierung eines Unfalls mit Primärkühlmittelverlust und eines Erdbebens zu untersuchen. In solchen Situationen können sich die Gitter der Brennelemente verbiegen („ausknicken“), was die Kühlbedingungen der Brennstäbe oder die Fallbedingungen der Reaktivitätsregelstäbe im Reaktorkern verändern kann (*Abbildung 3 zeigt das Schema eines Brennelements und der Gitter*). EDF hat eine Versuchsreihe durchgeführt, um die Knickgrenze der Gitter in den Brennelementen genauer zu charakterisieren. Dieses Programm bestätigt, dass die derzeitigen Vorkehrungen ausreichen, um bei solchen Unfällen eine ordnungsgemäße Kühlung und die Steuerung der Reaktivität im Reaktorkern nachzuweisen. Gemäß der Vorgabe [Etude-D] wird EDF die Ergebnisse dieser Versuche und der damit verbundenen Studien in den Sicherheitsbericht einfließen lassen.

Titel	Erweiterung der Studien im ergänzenden Bereich
Thema	Sicherheit / Unfälle ohne Kernschmelze
Typologie	Betriebsvorschriften (Verhalten im Unfallfall) und technische
Geltungsbereich	Generisch Stufe

Ziel: Bestätigung der Eignung der Reaktoren, neue Unfallszenarien zu bewältigen, die auf mehreren unabhängigen Ausfällen beruhen.

Technischer Hintergrund: Der ergänzende Bereich umfasst eine Reihe von Unfallszenarien, die zusätzlich zu den Unfallszenarien der ursprünglichen Auslegung der Kernreaktoren von EDF untersucht wurden. Die Studien von EDF haben bereits zur Einführung ergänzender Maßnahmen geführt. Die Prüfung der Unterlagen durch die ASN und das IRSN führt zu dem Vorschlag neuer Maßnahmen:

- eine Weiterentwicklung des Unfallmanagements zur Stabilisierung des Primärkreislaufs während der Rückführung in einen sicheren Zustand bei einer Temperatur von 190 °C im Falle eines vollständigen Ausfalls der Stromversorgung oder eines Ausfalls der Notstromverteilerschaltanlagen („LH“-Schaltanlagen) aufgrund einer gemeinsamen Ursache, wobei die Dichtungen der Primärpumpenaggregate (GMPP) durch Einspritzung von Kühlmittel gesichert werden. Diese Temperatur gewährleistet das langfristig einwandfreie Verhalten der Dichtungen der GMPP. Die dem Sicherheitsbericht zugrunde liegenden Studien werden entsprechend aktualisiert,
- die Öffnung der Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Reaktorbehälters im Falle eines Ausfalls der Kühlquelle, eines Ausfalls der Stromquellen (einschließlich der Notstromdiesel) oder eines Ausfalls der „LH“-Schaltanlagen aufgrund einer gemeinsamen Ursache im Reaktorzustand „Abgeschaltet für primäre Wartungsarbeiten, ausreichend geöffnet“. Diese Maßnahme ermöglicht es, das Risiko einer Drucksteigerung im Reaktorbehälter in diesen Situationen zu bewältigen,
- die Nachspeisung *über* die Reinwasserreserven des Reaktors mittels der „EAS-ND“-Pumpe des Kerns, um eine Freilegung des Reaktorkerns zu vermeiden, sowie anschließend die vom Bediener ausgelöste Umschaltung auf Wasserumwälzung innerhalb des Reaktorgebäudes im Falle eines Ausfalls der Stromquellen (einschließlich der Notstromdiesel), auf Reaktorebene oder im Falle eines Ausfalls der „LH“-Schaltanlagen aufgrund einer gemeinsamen Ursache im Reaktorzustand „Abgeschaltet für primäre Wartungsarbeiten, ausreichend geöffnet“ (API-SO). Diese Maßnahmen ersetzen die derzeitige Vorgehensweise, bei der eine Schwerkraftnachspeisung durch die Nutzung eines Wassernachspeisesystems eines anderen Reaktors erfolgt,
- die Nutzung der Notversorgung des Zwischenkühlsystems des Reaktors (RRI) durch Kaltwasser aus dem Wasseraufbereitungs- und -kühlsystem der Lagerbecken (PTR). Um in den meisten Situationen wirksam zu sein, erfordert diese Nutzung eine automatische Entlastung bestimmter klassischer Verbraucher des RRI-Systems bereits zu Beginn des Vorfalls, um einen zu schnellen Temperaturanstieg des Wassers im RRI-System zu vermeiden, bevor es durch das Wasser des PTR-Systems gekühlt wird. Sobald die Notkühlung durch das PTR-System in Betrieb genommen wurde, können die Hauptverbraucher des RRI bei Bedarf wieder angeschlossen werden,
- die Nachspeisung des Primärkreislaufs durch die Dichtungs-Einspritzpumpe der Primärpumpenaggregate „Harter Kern“ (PIJ-ND) im Modus „Einspritzung an den Dichtungen Nr. 1 der Primärpumpenaggregate“ (IJPP). Diese Anordnung betrifft das Szenario eines Ausfalls aller drei RCV-Pumpen (Pumpen des volumetrischen und chemischen Kontrollsystems) infolge des Ausfalls der LHA-Schalttafel (System im Zusammenhang mit den Schalttafeln der Notstromversorgung des Blocks) in Verbindung mit dem intrinsischen Ausfall der RCV-Pumpe des Kanals B, während der Primärkreislauf zunächst intakt ist.

Darüber hinaus werden die Risiken einer Kernschmelze bei den Kesselzündern und einer Freilegung des Brennstoffs im Brennstoffbecken unter Berücksichtigung der im Rahmen der vierten Sicherheitsüberprüfung des Reaktors getroffenen ergänzenden Maßnahmen als akzeptabel eingestuft und führen daher nicht zur Festlegung weiterer ergänzender Maßnahmen.

Überschrift	**Einbau einer Entnahmevorrichtung für das Primärmedium im Stillstandszustand stromabwärts des CEPP-Wärmetauschers (Dichtkreislauf der Primärpumpen)**
Thema	Sicherheit / Unfälle ohne Kernschmelze
Typ	Technische Umsetzung
Anwendbarkeit	Allgemein – Lager

Ziel: Verhinderung eines Kritikalitätsrisikos, das durch das Einleiten von nicht mit Bor versetztem Wasser in den Primärkreislauf infolge eines Bruchs im Kühlkreislauf der Primärpumpendichtungen (2e Sicherheitsbarriere) entstehen würde.

Technische Erläuterung: Ziel der Bestimmung ist es, jegliches Risiko einer heterogenen Verdünnung (Einspeisung einer Menge klares Wasser, das nicht mit dem Rest des Primärkreislaufs vermischt ist, in den Reaktorkern) in Stillstandszuständen für Wartungsarbeiten oder das Nachfüllen des Reaktors auszuschließen. Das auslösende Ereignis ist ein Leck am Wärmetauscher des Dichtungskreislaufs der Primärpumpen (CEPP). In diesen Szenarien könnte es in bestimmten Bereichen des Primärkreislaufs zu einer Ansammlung von nicht boriertem Wasser aus dem Zwischenkühlkreislauf kommen. Bei der Inbetriebnahme der ersten Primärpumpengruppe während der Wiederanlaufphase des Reaktors würde der so gebildete Klarwasserpfropf in den Reaktorkern geleitet und könnte möglicherweise eine unkontrollierte Divergenz des Reaktorkerns verursachen.

Das Prinzip der Anordnung besteht darin, die chemischen Eigenschaften des Mediums im volumetrischen und chemischen Kontrollkreislauf vor und hinter dem CEPP-Wärmetauscher zu überwachen, um ein mögliches Leck am CEPP-Wärmetauscher zu erkennen. Das Messprinzip basiert auf der Analyse der Natriumkonzentration in den Proben.

Im Kernkraftwerk Le Blayais werden zwei Wasserproben entnommen und im Labor analysiert: eine Probe des Primärmediums über das nukleare Probenahmesystem (repräsentativ für das Medium vor dem Wärmetauscher) und eine Probe des Mediums hinter dem CEPP-Wärmetauscher, möglichst nahe an diesem.

Für die Entnahme dieser zweiten Probe muss ein Probenahmesystem an der Ableitung für nicht wiederverwendbare flüssige Reaktorabfälle installiert werden.
Die Probenahmen werden von einem Bediener bei normalem Reaktorstillstand durchgeführt, wobei der Reaktor durch das Stillstandskühlsystem gekühlt wird, etwa 8 Stunden vor dem Anlaufen der ersten Primärpumpengruppe. Ein signifikanter Unterschied in der Natriumkonzentration würde auf das Vorliegen eines erheblichen Lecks hindeuten, wodurch das Anlaufen der Primärpumpengruppen untersagt wäre.



Abbildung 4. Darstellung eines Probennehmers

Überschrift	**Einbau eines Entnahmestutzens am Doppelmantel der RIS- und EAS-Kreisläufe**
Thema	Sicherheit / Unfälle ohne Kernschmelze
Typologie	Technische Umsetzung
Anwendbarkeit	Allgemein – Lager

Ziel: Überprüfung der Integrität der Sicherheitsbehälter bestimmter Sicherheitskreisläufe.

Technische Erläuterung: Die Rohrleitungen des Sicherheitsinjektionssystems (RIS) und des Wassersprühsystems im Sicherheitsbehälter (EAS) verfügen über eine doppelte Ummantelung, deren Zweck darin besteht, ein versehentliches Leck einzudämmen, das an den Abschnitten der RIS- und EAS-Kreisläufe zwischen den Auffangbecken und dem ersten Absperrventil oder am Ventil selbst auftritt. Diese doppelten Hüllen tragen somit zur Eindämmung radioaktiver Stoffe bei.

Die vorgeschlagene Maßnahme besteht darin, einen Anschluss in den Doppelhüllen der Rohrleitungen anzubringen, der das Einführen einer Endoskopsonde zur visuellen Überwachung des Inneren der Doppelhülle ermöglicht, ergänzend zu den bereits eingesetzten anderen Überwachungs- und Detektionsmitteln. Der so geschaffene Endoskopanschluss verbessert die Möglichkeiten zur Überprüfung des Zustands der Doppelhüllen.

Wird Wasser im Inneren des Doppelmantels festgestellt, erleichtert der Anschluss dessen Trocknung.

3.1.2.2. Bestimmungen zu Beeinträchtigungen

Kernkraftwerke sind so ausgelegt, dass sie vor internen oder externen Beanspruchungen geschützt sind, die auf Naturereignisse oder menschliche Aktivitäten zurückzuführen sind und direkt oder indirekt zu Schäden an den für die grundlegenden Sicherheitsfunktionen erforderlichen Strukturen, Systemen und Komponenten führen könnten.

Die Sicherheitsstudien zu Beanspruchungen bestehen aus einem Teil deterministischer Studien, deren Ziel es ist, die Möglichkeit nachzuweisen, den Reaktor in einen sicheren Zustand zu versetzen und diesen dauerhaft aufrechtzuerhalten. Sie werden, sofern relevant, durch einen probabilistischen Teil (probabilistische Sicherheitsstudien „EPS“) ergänzt.

Darüber hinaus wurde das Ausmaß der Einwirkungen unter Berücksichtigung des Stands der Technik und des aktuellen Wissensstands neu bewertet, insbesondere unter Einbeziehung der Schlussfolgerungen aus den Berichten des Zwischenstaatlichen Ausschusses für Klimawandel (IPCC).

Die berücksichtigten Einwirkungen sind diejenigen, die in den Vorschriften (INB-Erlass) festgelegt sind. Sie können ihren Ursprung innerhalb des Kraftwerks (z. B. Brand, Explosion) oder außerhalb (natürliche Einwirkungen wie Erdbeben oder vom Menschen verursachte Einwirkungen) haben.

Im Vergleich zur vorherigen Überprüfung wurden die Untersuchungen unter Berücksichtigung der von der WENRA[5] festgelegten internationalen Standards durchgeführt. In der Praxis sind die Anforderungen an die Sicherheitsanalyse noch strenger als bei den Untersuchungen vor der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren:

- Durchführung von Sensitivitätsstudien, bei denen Beanspruchungen und Ausfälle von Anlagen in einer ungünstigen Weise kombiniert werden,
- Durchführung von Sensitivitätsanalysen unter der Annahme einer verzögerten Reaktionszeit des Betreibers, wobei die ungünstigsten Annahmen zugrunde gelegt werden,
- Analyse – sofern technisch relevant – des Verhaltens der Anlage bei extremen klimatischen Belastungen, deren Eintrittswahrscheinlichkeit unter 10^{-4} pro Jahr liegt, d. h. weniger als einmal alle 10.000 Jahre.

Die Einführung des „harten Kerns“ im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung zur Bewältigung von Extremereignissen (Erdbeben, Überschwemmungen *usw.*), deren Intensität über die bisher festgelegten Werte hinausgeht, ermöglicht es, diesen Anforderungen an verstärkte Untersuchungen gerecht zu werden.

[5] WENRA: Verband der Atomaufsichtsbehörden der westeuropäischen Länder (Western European Nuclear Regulators Association)

Zum Thema „Einwirkungen“ werden folgende Bestimmungen vorgeschlagen.

Überschrift	**Erweiterung des Nachweises der nuklearen Sicherheit in Bezug auf Einwirkungen**
Thema	Sicherheit / Einwirkungen (alle Einwirkungen)
Typologie	Betriebsvorschriften
Anwendbarkeit	Allgemein – Stufe

Ziel: Bestätigung der Robustheit der Anlage gegenüber neuen Angriffsszenarien, die in den Sicherheitsbericht aufgenommen wurden, oder – bei bestehenden Szenarien – gegenüber neuen Untersuchungsannahmen, die den aktuellen Stand des Wissens (physikalische Phänomene, Berechnungsmethoden) berücksichtigen.

Technische Erläuterung: Diese Bestimmungen erweitern den Umfang des Nachweises der nuklearen Sicherheit hinsichtlich der Einwirkungen: Berücksichtigung von Anweisungen der Ständigen Expertengruppen[6] in Bezug auf Störfälle, Verbesserung der Modellierung physikalischer Phänomene (Erweiterung des Wissensstands), Berücksichtigung neuer Störfallszenarien, die sich aus neuen Annahmen oder „Hard-Core“-Situationen ergeben, sowie Berücksichtigung der Empfehlungen der WENRA (Western European Nuclear Regulators Association).

Die Änderungen betreffen die Einbeziehung neuer Nachweise in den Sicherheitsbericht sowie die Anpassung der allgemeinen Betriebsvorschriften im Zusammenhang mit den Schutzmaßnahmen gegen Angriffe.

Titel	**Verringerung der Wärmebelastungen**
Thema	Sicherheit / Angriffe (Brand)
Typ	Materielle Bestimmungen
Anwendbarkeit	Allgemein – Etage

Ziel: Stärkung der Brandschutzmaßnahmen.

Technische Erläuterung: Im Rahmen der Verbesserung des Brandschutzes hat EDF Studien durchgeführt, die darauf abzielen, die Brandrisiken durch Papier, Holz, Pappe und Öl in Räumen mit nuklearer Sicherheitsrelevanz zu verringern.

Die vorgeschlagenen Maßnahmen zielen darauf ab, die Brandlast in den betroffenen Räumen zu verringern. Je nach Art der Brandlast werden folgende Lösungen umgesetzt:

- Ersatz von Holzmöbeln durch Metallmöbel,
- Einbau von feuerfesten Schränken zur Aufbewahrung von Papier und Pappe oder Verlegung dieser Materialien aus den Bereichen mit nuklearer Sicherheitsrelevanz,
- endgültige Entleerung des Öls aus dem Turbogenerator der Notstromversorgung, wobei dieses System nach Abschluss der vierten zehnjährigen Inspektion durch das DUS ersetzt wird.

[6] Zur Vorbereitung ihrer wichtigsten Entscheidungen in Bezug auf Fragen der nuklearen Sicherheit oder des Strahlenschutzes stützt sich die ASNR auf die Stellungnahmen und Empfehlungen von acht ständigen Expertengruppen. Die ASNR konsultiert diese ständigen Gruppen zu Themen, die in ihren jeweiligen Fachgebieten liegen.

Titel	Verbesserung der Robustheit der Anlage gegenüber Brandgefahren
Thema	Sicherheit / Einwirkungen (Brand)
Typologie	Materielle Maßnahmen in Bezug auf die Brandgefahr zur Erfüllung der von der ASN im Hinblick auf die Schlussfolgerungen der der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren
Geltungsbereich	Generisch, Reaktorstufe

Ziel: Verbesserung der Feuerbeständigkeit der Anlage.

Technische Erläuterung: Als Reaktion auf die Vorschrift [AGR-D] hat EDF die Studien zur Brandrisikokontrolle vervollständigt und zusätzliche Maßnahmen identifiziert, mit denen die Feuerbeständigkeit bestimmter Komponenten verbessert werden kann, wie zum Beispiel:

- das Anbringen von Ummantelungen an Kabelkanälen zur Verringerung der Wärmebelastung,
- den Austausch von Brandabschnittselementen wie Brandschutztüren durch widerstandsfähigere Elemente,

  oder die Verringerung des Ausmaßes oder der Intensität möglicher Brände durch Maßnahmen wie den Einsatz ortsfester Sprinkleranlagen.



Abbildung 5. Beispiel für den Schutz von Kabelkanälen

Als Reaktion auf die ASN-Vorgabe [AGR-E] hat EDF Betriebsvorschriften für Räume eingeführt, in denen ein Brand erhebliche Auswirkungen auf die Sicherheit hätte:

- Räume, in denen ein Brand erheblich zum Risiko einer Kernschmelze oder einer Freilegung der Brennelemente im Lagerbecken beiträgt,
- Räume, deren Brandabschnittsbildung durch mindestens eine Tür gewährleistet ist, deren geöffneter Zustand im Brandfall zu einer erheblichen Erhöhung des Risikos einer Kernschmelze oder zum Ausfall der redundanten Wasserzufuhrsysteme oder der Kühlsysteme für das Brennelagerbecken führt.

In diesen Räumen informieren Alarme den Betreiber darüber, ob eine Brandabschnittstür offen geblieben ist. Darüber hinaus werden Vorkehrungen getroffen, um die Lagerung von brennbarem Material in diesen Räumen zu verbieten und Arbeiten an Heißstellen zu kontrollieren, um das Risiko einer Brandentstehung oder einer Brandausbreitung zu begrenzen.

Überschrift	**Brandschutz für das Brennelagerbecken**
Thema	Sicherheit / Gefahren (Brand)
Typologie	Geplante Maßnahmen im Anschluss an die Studien, die als Reaktion auf die von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase der 4. (e) periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren
Anwendbarkeit	Generisch, Reaktorstufe

Ziel: Bestätigung der Robustheit der Systeme zur Ableitung der Restleistung des im Lagerbecken befindlichen Brennstoffs gegenüber der Brandgefahr.

Technischer Hintergrund: EDF hat im Rahmen der 4. (e) periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren zahlreiche Brandrisikostudien durchgeführt und daraus Erkenntnisse für die Verstärkung der Anlagen gewonnen.

Ergänzend zu diesen Studien hat die ASN die Vorschrift [AGR-E].II erlassen, in der EDF aufgefordert wird, die Möglichkeiten einer nachträglichen Verstärkung seiner Anlagen zu prüfen, indem unabhängig von deren Zuverlässigkeit die Brandschutzvorkehrungen analysiert werden, deren Ausfall zum Verlust der redundanten Wasserzufuhr- oder Kühlvorrichtungen für das Brennelementlagerbecken führt. Die Analyse führt zur Ermittlung von Betriebsmaßnahmen in Bezug auf:

- Brandabschnittselemente (Dachluken, Trichter, Durchführungen),
- Brandlöschsprinkleranlagen.

Titel	**Verbesserung der Verfügbarkeit des Systems zur Ableitung der Restleistung aus dem „harten Kern“-Behälter (EAS-ND) und Erhöhung der Zuverlässigkeit der Stromverteilung**
Thema	Sicherheit / Einwirkungen (Brand), Unfälle mit Kernschmelze
Typologie	Technische Auslegung
Anwendbarkeit	Allgemein – Lagerung

Ziel: Gewährleistung der Robustheit des Systems zur Ableitung der Restleistung aus dem „harten Kern“-Behälter (EAS-ND) gegenüber internen Beanspruchungen.

Technische Erläuterung: Ziel der Bestimmung ist es, die Verfügbarkeit des Systems zur Ableitung der Restleistung des „Harten Kerns“ (EAS-ND) zu erhöhen, indem die Betätigung der Ventile gewährleistet wird, die an der EAS-ND-Wassereinspeisung beteiligt sind, auch in stark verschlechterten „Noyau Dur“-Situationen mit Ausfall der Stromversorgung der Ventile (durch Ausfall der „Noyau Dur“-Schaltanlage im Reaktorblock) und Kernschmelze. In solchen Situationen können die Ventilsteuerungen vom Kontrollraum aus unwirksam sein, und der Zugang zum Ventilraum ist aufgrund der Umgebungsbedingungen nicht möglich. Ein solches hypothetisches Szenario ergibt sich aus den Erkenntnissen der probabilistischen Sicherheitsanalysen, insbesondere der probabilistischen Sicherheitsanalysen im Zusammenhang mit Brandereignissen.

Die Anordnung ermöglicht die Wiederherstellung der Stromversorgung und die Betätigung der für die „Noyau Dur“-Einspritzfunktion erforderlichen EAS-ND-Ventile vom Elektroraum der Ventilsteuerungsschränke aus.

Die Anordnung besteht in der Einrichtung eines Steckdosenkastens, der im Elektroraum (BL) installiert und von einer Schalttafel im Gebäude des Notstromdiesels (DUS) gespeist wird. Der Steckdosenkasten ist mit einer mobilen Selbstüberwachungszelle verbunden, die im Elektroraum bedient werden muss, um die Stromversorgung der Ventile wiederherzustellen und diese zu steuern.

Darüber hinaus wird eine Anpassung der elektrischen Unterverteilung des Reaktors vorgenommen, um den Stromversorgungsbedarf weiterer neuer „Noyau Dur“-Verbraucher zu berücksichtigen und die Zuverlässigkeit der Stromversorgung bestimmter sicherheitsrelevanter Verbraucher zu verbessern.



Abbildung 6. Foto der Ankunft des EAS-ND-Wärmetauschers

Überschrift	**Schutz von Räumen, die im Brandfall durch den Ausfall der ortsfesten Sprinkleranlagen gefährdet sind**
Thema	Sicherheit / Bedrohungen (Brand)
Typologie	Derzeit geprüfte Bestimmungen, die sich aus der Vorschrift [AGR-E].III ergeben, die von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase der 4. [e]periodischen Überprüfung der Reaktoren von 900 MWe
Anwendbarkeit	Generisch, Reaktorstufe

Ziel: Stärkung der Bestimmungen zur Brandverhütung.

Technische Erläuterung: Über das von EDF eingerichtete Management hinsichtlich der Ausfälle ortsfester Sprühsysteme hinaus hat die ASN die Vorschrift [AGR-E].III erlassen, in der EDF aufgefordert wird, die Räume zu identifizieren, die am anfälligsten für einen längeren Ausfall dieser Systeme sind. Auf dieser Grundlage hat EDF die am stärksten gefährdeten Räume identifiziert und bestätigt, dass die derzeitigen Betriebsvorschriften für die Sprinkleranlagen in diesen Räumen im Hinblick auf die Brandgefahr ausreichend sind.

Überschrift	**Verhinderung des Eindringens von Luft in das Abgasreinigungssystem für wasserstoffhaltige Abgase**
Thema	Sicherheit / Störfälle (interne Explosion)
Typ	Technische Anordnung
Anwendbarkeit	Allgemein – Lager

Ziel: Stärkung der Bestimmungen zur Explosionsgefahrvermeidung.

Technische Erläuterung: Ziel dieser Bestimmung ist es, zu verhindern, dass Luft aus den Entgasern der Primärabgasbehandlungsanlage in den Behälter der Abgasbehandlungsanlage gelangt, der Wasserstoff enthält.

Die vorgeschlagene technische Maßnahme besteht in der Einrichtung einer neuen Automatik, die bei Feststellung einer hohen Sauerstoffkonzentration im Abgasbehandlungssystem folgende Maßnahmen ergreift:

- die Absperrventile der Entgaser des Primärabgasbehandlungssystems automatisch schließt,
- den Entgasungsprozess unterbricht, um die zusätzliche Erzeugung von Abgasen zu vermeiden, die zu einem Druckanstieg in den nachgeschalteten Kreisläufen führen könnten.

Bezeichnung	**Einbau einer Anschlussmanschette am Gasspeichersystem**
Thema	Sicherheit / Beanspruchungen (innere Explosion)
Typologie	Sachliche Anordnung
Anwendbarkeit	Allgemeines Lager

Ziel: Verschärfung der Betriebsvorschriften hinsichtlich der Explosionsgefahr.

Technische Erläuterung: Die Bestimmung zielt darauf ab, jegliche Explosionsgefahr im Behälter des volumetrischen und chemischen Kontrollkreislaufs des Reaktors zu beseitigen, indem jede Möglichkeit einer falschen Ausrichtung der Ventile zwischen den Stickstoff- ($_{N_2}$) und Wasserstoffkreisläufen ($_{H_2}$), die diesen Behälter versorgen, während der Inertisierungsphase dieses Behälters vermieden wird.

Zu diesem Zweck wird der beiden Leitungen ($_{H_2/N_2}$) gemeinsame Abschnitt entfernt und eine abnehmbare Manschette zwischen der Wasserstoff-Einspritzleitung und dem Behälter des volumetrischen und chemischen Kontrollkreislaufs des Reaktors angebracht, um den Wasserstoffkreislauf während der Inertisierungsphasen des Behälters vollständig zu isolieren.

Titel	**Verhütung von Explosionsgefahren in den Batterieräumen**
Thema	Sicherheit / Einwirkungen (interne Explosion)
Typologie	Materielle Bestimmungen
Anwendbarkeit	Allgemein – Lager

Ziel: Stärkung der Maßnahmen zur Verhütung von Explosionsrisiken in Batterieräumen.

Technische Erläuterung: Die vorliegende Bestimmung ergibt sich insbesondere aus den Erkenntnissen der probabilistischen Sicherheitsstudien zum Thema Explosion: Während der Ladephase produzieren Batterien Wasserstoff. Bei unzureichendem Luftaustausch in diesen Räumen kann sich eine explosionsfähige Atmosphäre bilden.

Die vorgeschlagenen Maßnahmen bestehen darin:

- Einbau eines passiven autokatalytischen Rekombinators in den am stärksten gefährdeten Raum, wodurch die Bildung einer explosionsfähigen Atmosphäre durch Rekombination des in der Raumluft vorhandenen Wasserstoffs verhindert wird. Die Vorrichtung besteht aus einem Metallgehäuse mit katalytischen Platten. Bei Kontakt mit dem Katalysator wird der Wasserstoff mit dem in der Luft enthaltenen Sauerstoff zu Wasserdampf rekombiniert. Bei dieser Reaktion wird Wärme freigesetzt, was zu einer Verringerung der Gasdichte führt. Auf diese Weise versorgt sich der Rekombinator automatisch durch einen Saug-Effekt,
- die Belüftung der Räume im Falle eines Stromausfalls durch den Einbau von Verriegelungsschützen für die Stromversorgung bestimmter Motorlüfter zuverlässiger zu gestalten,
- die Positionierung (offen/geschlossen) bestimmter Brandschutzklappen neu zu programmieren, um die jeweils am besten geeignete Stellung im Hinblick auf die verschiedenen abzusichernden Risiken zu gewährleisten.



Abbildung 7. Foto der Räume, in denen sich die Batterien befinden

Überschrift	**Explosionsschutz für Rohrleitungen im Kernkraftwerksbereich**
Thema	Sicherheit / Einwirkungen (interne Explosion)
Typologie	Materielle Bestimmungen
Anwendbarkeit	Allgemein – Lager

Ziel: Verbesserung der Explosionsfestigkeit der Anlage.

Technische Erläuterung: In den Studien zur nuklearen Sicherheit zum Thema „interne Explosion“ wurden Risiken einer Beschädigung von Rohrleitungen im Reaktorblock identifiziert, die für die nukleare Sicherheit von Bedeutung sind.

Die vorgeschlagenen Maßnahmen bestehen entweder darin, diese zu schützen oder die Ursache der Beschädigung zu beseitigen:

- Zwei Leitungen des Zwischenkühlkreislaufs des Reaktors, die sich im Gebäude der nuklearen Hilfsanlagen befinden, sind durch eine Abschirmung zu schützen, die den Aufprall abfedert, falls sich die Tür des angrenzenden Raums durch eine Explosion plötzlich öffnet.
- an der Hochdruckleitung, die die an den Druckhalter im Reaktorgebäude angeschlossene nukleare Probenahmeleitung angreifen könnte, die möglicherweise Wasserstoff transportiert, wird eine Anti-Peitschen-Vorrichtung angebracht.

Titel	**Funktionsanalysen zur nuklearen Sicherheit im Hinblick auf interne Explosionen und Risikoprävention im Reaktorgebäude**
Thema	Sicherheit / Beanspruchungen (Explosion)
Typologie	Zu prüfende Anordnung gemäß der Vorschrift [AGR-G].I, die von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase der 4. (e)periodischen Überprüfung der Reaktoren von 900 MWe
Anwendbarkeit	Generisch, Reaktorstufe

Ziel: Verbesserung der Explosionssicherheit der Anlage.

Technischer Hintergrund: EDF hat ein umfangreiches Arbeitsprogramm hinsichtlich des Explosionsrisikos durchgeführt. Die von der ASN erlassene Vorschrift [AGR-G].I fordert EDF auf, diese Arbeiten zu einem späteren Zeitpunkt durch folgende Maßnahmen zu vertiefen:

- die Ermittlung von Situationen, in denen die Verfügbarkeit der für das Erreichen und Aufrechterhalten des sicheren Zustands des Reaktors erforderlichen Ausrüstung nicht gewährleistet wäre,
- die quantifizierte Bewertung der Risiken der Bildung einer explosionsfähigen Atmosphäre im Reaktorgebäude, auch im Falle eines Erdbebens, durch Untersuchung der Phänomene, die in der Nähe der betrachteten Leckagen auftreten könnten.

Im Rahmen des Arbeitsprogramms konnten die für Leckagen anfälligen Räume außerhalb der dem Wasserstoffsystem zugehörigen demontierbaren Bauteile (insbesondere Ventile) identifiziert werden. Diese Räume werden durch die Installation einer Wasserstoffdetektion gesichert, sofern diese dort noch nicht vorhanden ist. Ist zudem ein steuerbares Ventil zur Isolierung des Lecks in der Anlage vorhanden, so wird das Schließen dieses Ventils an die Wasserstoffdetektion gekoppelt. Ist kein steuerbares Ventil zur Isolierung des Lecks vorhanden, so wird ein Vorgehensplan festgelegt. Diese neuen Bestimmungen werden spätestens bei den 5. zehnjährigen Inspektionen der 900-MWe-Stufe umgesetzt.

Überschrift	Zusätzliche Schutzmaßnahmen gegen interne Explosionen
Thema	Sicherheit / Einwirkungen (Explosion)
Typologie	Maßnahmen, die derzeit auf der Grundlage der von der ASN im Hinblick auf die Ergebnisse der generischen Phase der 4. [e] periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren
Anwendbarkeit	Generisch, Reaktorstufe

Ziel: Bestätigung der Robustheit der Systeme zur Ableitung der Restleistung des im Lagerbecken befindlichen Brennstoffs hinsichtlich des Explosionsrisikos.

Technische Erläuterung: Analog zum Brandfall hat EDF in Anwendung der von der ASN erlassenen Vorschrift [AGR-G].II der ASN hat EDF die Explosionsschutzvorrichtungen identifiziert, deren Ausfall – unabhängig von ihrer Zuverlässigkeit – zu einer erheblichen Erhöhung des Risikos einer Kernschmelze oder zum Verlust der redundanten Wasserzufuhr- oder Kühlsysteme für das Brennelementlagerbecken führt. EDF schlägt die Umsetzung von Betriebsvorschriften vor, die darauf abzielen, das mit dem Ausfall dieser Anlagen verbundene Explosionsrisiko zu verringern, und sieht insbesondere die Einführung folgender Maßnahmen vor:

- Betriebsvorschriften zur Begrenzung des Risikos der Bildung einer explosionsfähigen Atmosphäre bei Wartungsarbeiten an den Rückschlagventilen des chemischen und volumetrischen Regelkreises,
- eines Warnsystems bei Öffnung der vorgeschriebenen geschlossenen Türen, um die Ausbreitung einer explosionsfähigen Atmosphäre zu verhindern,
- von Vorschriften zur Überwachung der Wartung der Entgaser für die Aufbereitung des Primärabwassers, um jegliches Risiko einer detonationsfähigen Mischung aus Sauerstoff und Wasserstoff im Behälter im Falle eines Ausfalls eines Sauerstoffmessgeräts zu vermeiden,
- einer kürzeren Reparaturfrist im Falle eines vollständigen Ausfalls der Belüftung, um im Falle eines Lecks eine explosive Atmosphäre in bestimmten Räumen zu vermeiden,
- einer betrieblichen Überwachung des Stoßschutzes, der im Explosionsfall zwei Rohrleitungen des Zwischenkühlkreislaufs schützt,
- Betriebsvorschriften zur Begrenzung des Risikos der Bildung einer explosionsfähigen Atmosphäre bei Wartungsarbeiten in besonders gefährdeten Räumen.

Titel	Vollständiger Ausfall der Stromversorgung bei extremer Hitze
Thema	Sicherheit / Angriffe (extreme Hitze)
Typologie	Derzeit geprüfte Maßnahmen im Anschluss an die von der ASN im Hinblick auf die Schlussfolgerungen der generischen Phase der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren
Anwendbarkeit	Generisch, Reaktorstufe

Ziel: Bestätigung der Robustheit der Anlage gegenüber Szenarien eines vollständigen Ausfalls der Stromquellen bei hohen Außentemperaturen.

Technischer Hintergrund: Im Rahmen der 4. [e] periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren hat EDF die Funktionsfähigkeit der Hauptnotstromaggregate (2 Aggregate pro Reaktor) bei hohen Temperaturen gemäß dem Referenzrahmen „Grands Chauds“ sichergestellt. Im Rahmen der Bilanz der Überprüfung fordert die ASN EDF über die Vorschrift [AGR-B] auf, Situationen eines vollständigen Ausfalls der Stromversorgung (externe Stromversorgung und Hauptnotstromaggregate) zu untersuchen, die einen Reaktor sowie alle Reaktoren eines Standorts betreffen, in Verbindung mit der „Langzeit“-Temperatur des Referenzrahmens „Grands Chauds“.

Die Ergebnisse dieser Untersuchungen haben zur Festlegung folgender Maßnahmen geführt:

- Verbesserung der Langzeitkühlung bestimmter Räume im Elektrikgebäude, darunter der Überlebensbereich im Falle eines Ausfalls der Kältequelle,
- Einrichtung der Notstromversorgung für die Dampferzeuger im „Noyau Dur“-Zustand (ASG-ND) sowie der festen Nachspeiseleitung für das Becken des Brennelementgebäudes über das allgemeine Rohwassersystem (SEG),
- Einbau einer Injektionspumpe an den Dichtungen der Primärpumpenaggregate „Harter Kern“ (PIJ-ND).

Bezeichnung	Schutz vor Tornados (Gitter)
Thema	Sicherheit / Bedrohungen (Tornado)
Typologie	Materielle Bestimmungen
Anwendbarkeit	Allgemein – Stufe

Ziel: Erhöhung des Schutzniveaus des Kraftwerks angesichts der Gefahr eines Tornados.

Technische Erläuterung: Im Rahmen eines einheitlichen Ansatzes für alle Kernkraftwerke (INB) wurde von der ASN nach Prüfung der Vorschläge der verschiedenen INB-Betreiber eine Referenz-Tornado-Stufe festgelegt. Somit entspricht der Referenz-Tornado in Frankreich der Intensität EF2 (auf der Enhanced-Fujita-Skala): Er ist definiert durch eine durchschnittliche Windgeschwindigkeit von 55,5 m/s, eine maximale Druckänderung von 2,4 kPa und eine damit verbundene Druckabfallgeschwindigkeit von 0,38 kPa/s. Die Beschädigung der Anlagen durch Projektile wird berücksichtigt. Dabei werden folgende Projektile berücksichtigt: ein Projektil vom Typ „Holzbrett“ mit den Abmessungen 0,10 × 0,25 × 3,80 m und einer Masse von 50 kg sowie ein Projektil vom Typ Stahlkugel (2,5 cm Durchmesser und ein Gewicht von 70 g). Die horizontale Geschwindigkeit der Projektile entspricht einem Drittel der Tornado-Windgeschwindigkeit.

Die vorgeschlagenen Maßnahmen basieren auf der Anbringung von Schutzvorrichtungen an den Lüftungsöffnungen bestimmter Gebäude sowie von Schutzvorrichtungen in Form von Gitterabdeckungen an den zu schützenden Außenbauteilen. *Eine Darstellung des Tornadoschutzes ist in Abbildung 20 zu sehen (siehe Abschnitt 3.1.2.5.1 zu den Maßnahmen „Noyau Dur“).*

3.1.2.3. Maßnahmen bezüglich des Brennstofflagerbeckens

EDF hat sich als Sicherheitsziel gesetzt, die Freilegung der Brennelemente bei unbeabsichtigten Entleerungen und beim Verlust der Kühlung äußerst unwahrscheinlich zu machen.

Die Sicherheit der Brennelementlagerbecken wurde neu bewertet:

- Verhütung und Eindämmung von Störfällen und Unfällen, die gelagerte oder gehandhabte Brennelemente betreffen,
- Schutz der Kühlsysteme des Brennelement-Lagerbeckens vor internen Beeinträchtigungen,
- Vermeidung von Risiken im Zusammenhang mit der Handhabung von Brennstofftransportbehältern.

Deterministische Untersuchungen haben gezeigt, dass die Sicherheitskriterien für alle im Rahmen des Sicherheitsnachweises berücksichtigten Unfallauslöser dank der bestehenden Vorkehrungen erfüllt sind. Dieser Ansatz wurde auf interne Beeinträchtigungen ausgeweitet. Er hat gezeigt, dass die Ableitung der Restleistung und der Wasserstand im Brennelementlagerbecken auch in diesen Situationen gewährleistet sind.

Zur Ergänzung des deterministischen Ansatzes wurden probabilistische Untersuchungen durchgeführt. Diese zeigen, dass die Risiken einer Freilegung des Brennstoffs dank der bestehenden Schutzmaßnahmen bereits äußerst gering sind:

- hinsichtlich des Risikos einer unbeabsichtigten Entleerung des Brennstoffbeckens: automatische Absperrung der Ansaugleitung des Kühlkreislaufs des Brennstoffbeckens (PTR) bei Erreichen eines „sehr niedrigen“ Füllstands im Becken,
- hinsichtlich des Risikos der Kühlung: Wasserzufuhr in das Brennelementlagerbecken durch das Brandbekämpfungssystem.

Zum Thema „Brennstoffbecken“ werden folgende Maßnahmen vorgeschlagen.

Überschrift	**Schutzvorrichtung des Schutz gegen Brandschutz zwischen den 2 Pumpen Kühlpumpen des BK-Beckens**
Thema	Sicherheit / Schwimmbad mit Brennstoff
Typologie	Technische Ausstattung
Anwendbarkeit	Allgemein Stufe

Ziel: Erhöhung der Robustheit des Systems zur Ableitung der Restleistung des im Lagerbecken befindlichen Brennstoffs hinsichtlich der Brandgefahr.

Technische Erläuterung: EDF hält es für erforderlich, die Anlage anzupassen, um dem Risiko eines vollständigen Ausfalls der Kühlfunktion des Brennelement-Lagerbeckens im Falle eines Brandes an einer der beiden Pumpen des Wasseraufbereitungs- und Kühlsystems der Becken (PTR) entgegenzuwirken. Tatsächlich befinden sich die beiden PTR-Pumpen nahe beieinander im selben Raum, was das Risiko eines Ausfalls der Kühlfunktion des Brennelement-Lagerbeckens

im Falle einer Ausbreitung eines Brandes von einer Pumpe auf die andere. *Eine Darstellung dieser Anordnung ist in Abbildung 8 zu sehen.*

In diesem Fall bliebe die nukleare Sicherheit durch die Wasserzufuhrfunktion zum Lagerbecken gewährleistet und anschließend durch eine Rückkehr zur Kühlung, sobald die Kühlfunktion des PTR-Systems wiederhergestellt ist oder die mobile Kühlanlage „PTR bis“ von der FARN vor Ort in Betrieb genommen wird.

Dennoch wird ein Brandschutz zwischen den beiden PTR-Pumpen vorgesehen, um diese erste Verteidigungslinie zu verstärken.

Die vorgeschlagene Maßnahme besteht in der Installation einer Brandschutzwand zwischen den beiden Pumpen. Die Unversehrtheit der Wand im Falle eines Erdbebens ist gewährleistet.

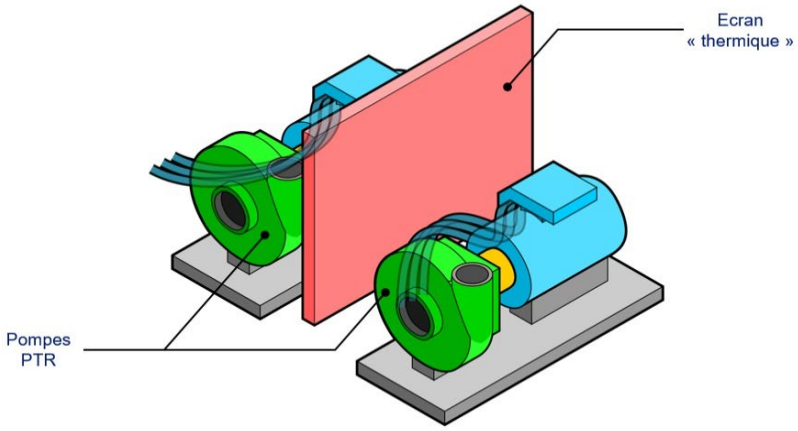


Abbildung 8. Einbau einer Hitzeschutzwand zwischen den Pumpen des Kühlsystems des Brennelement-Lagerbeckens

Titel	**Ergänzende Untersuchungen zur Sicherheit der Becken im Reaktorgebäude (BR) und im Brennstoffgebäude (BK)**
Thema	Sicherheit / Brennelementebecken
Typ	Betriebsvorschrift (Verhalten im Unfallfall) und Aktualisierung des Sicherheitsberichts Derzeit in Prüfung befindliche Maßnahmen gemäß der von der ASN erlassenen Vorschrift [PISC-B].II unter Berücksichtigung der Ergebnisse der generischen Phase der 4. e periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren
Anwendbarkeit	Generisch, Reaktorstufe

Ziel: Bestätigung der Robustheit der Anlage gegenüber Unfallszenarien, die eintreten können, wenn das Becken des Reaktorgebäudes und das Brennelement-Lagerbecken miteinander verbunden sind.

Technische Erläuterung: Es wurden Unfallszenarien einer Entleerung des Brennelement-Lagerbeckens untersucht, die vom Becken des Reaktorgebäudes (BR) aus ausgelöst werden, und zwar in den Zuständen „Abgeschaltet zur Brennelementwechsel“ (APR) und „Vollständig entladener Reaktor“ (RCD), wenn das Ventil der Übertragungsleitung geöffnet ist. Die Untersuchungen sind im Sicherheitsbericht enthalten.

Die Becken und die Transferleitung sind in Abbildung 9 dargestellt.

Die vorgeschlagene Betriebsvorschrift sieht vor, im Falle einer unbeabsichtigten Entleerung die Leitung so zu steuern, dass das Ventil der Transferleitung in diesen Situationen vom Kontrollraum aus geschlossen wird.

Ergänzend dazu fordert die von der ASN erlassene Vorschrift [PISC-B].II EDF auf, Situationen zu untersuchen, in denen es zu einem Kühlmittelverlust oder einer Entleerung des Reaktorgebäudebeckens kommt, wenn die beiden Becken *über* das Übertragungsrohr miteinander verbunden sind, einschließlich der Fälle, in denen sich ein Brennelement im Übertragungsrohr befindet.

Die im Anschluss an das Arbeitsprogramm vorgeschlagenen Maßnahmen lauten wie folgt:

- Betriebsanpassung, um sicherzustellen, dass die Brennelemente im Falle einer Entleerung des Beckens und im Falle eines Kühlmittelverlusts nicht freigelegt werden, wenn ein Brennelement im Zustand „Abgeschaltet zur Wiederaufladung“ gehandhabt wird,
- Einrichtung eines Alarms und einer Hupe, um den Bediener über einen Vorfall mit sinkendem Wasserstand im Becken des Reaktorgebäudes (BR) zu informieren, wenn sich der Reaktor im Zustand „Stillstand zur Brennelementwechsel“ befindet,
- Betriebsanpassungen zur Verbesserung des Umgangs mit Leckagen, wenn sich der Reaktor im „Stillstand zur Brennelementwechsel“ befindet,
- Einrichtung einer Messstelle für den Wasserstand im Sumpf des Reaktorgebäudes.

Diese Maßnahmen dienen dazu, einen sicheren Weg für Unfallsituationen im Zustand der Abschaltung zur Brennelementwechsel zu gewährleisten.

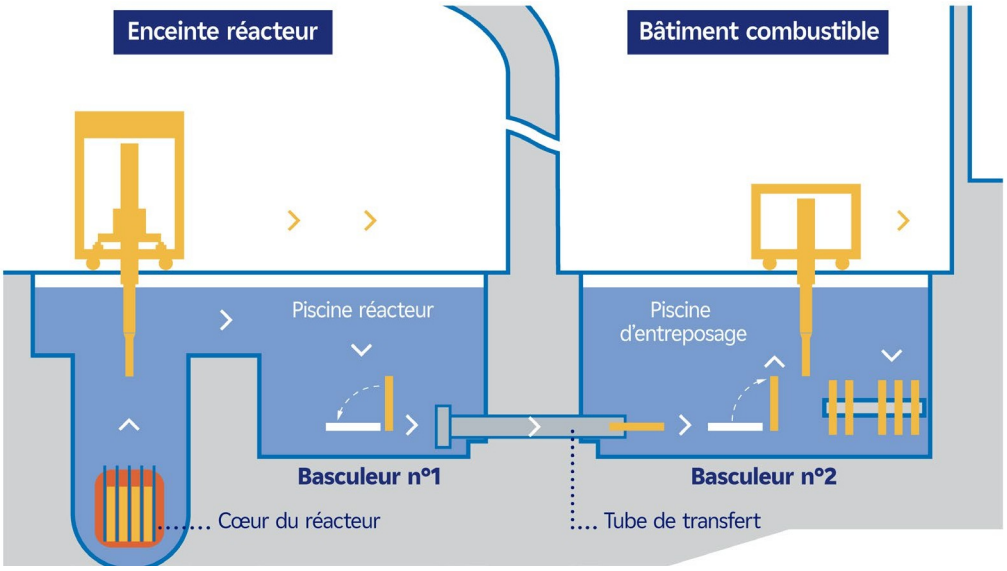


Abbildung 9. Reaktorgebäudebecken und Brennelement-Lagerbecken (Darstellung des Transports eines Brennelementbündels vom Reaktorkern zum das Lagerbecken)

Überschrift	**Rückkehr in einen Zustand ohne Sieden im BK-Becken nach einem Unfall oder einer Störung**
Thema	Sicherheit / Brennelementbecken
Typologie	Maßnahmen, die derzeit als Reaktion auf die von der ASN erlassene Vorschrift [PISC-C] geprüft werden, basierend auf den Ergebnissen der generischen Phase der 4. [e]periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren
Anwendbarkeit	Generisch, Reaktorstufe

Ziel: Sicherstellung, dass die Auslegung es ermöglicht, nach einem Unfall oder einer Störung in einen Zustand zurückzukehren, in dem die Restleistung des im Lagerbecken befindlichen Brennstoffs abgebaut wird, ohne dass das Wasser im Becken zum Sieden kommt.

Technische Erläuterung: EDF hat die Studien zur nuklearen Sicherheit in Bezug auf das Brennelement-Lagerbecken durchgeführt und dabei als Kriterium für den Nachweis der nuklearen Sicherheit die Nichtfreilegung der Brennelemente unter Wasser im Brennelementgebäude (BK) herangezogen. Dieser Zustand gewährleistet – unabhängig davon, ob das Wasser im Brennelementbecken siedet oder nicht – die Kühlung der Brennelemente und die Eindämmung radioaktiver Stoffe sowie die Kontrolle der Reaktivität.

Die von EDF im Rahmen der Umsetzung der ASN-Vorgabe [PISC-C] durchgeführten Analysen haben gezeigt, dass bei Unfällen oder Angriffen die Beendigung des Siedevorgangs im Brennelementbecken mithilfe von standortinternen oder mobilen Mitteln erreicht werden kann. Nur bei einem einzigen Unfallszenario, das mit einem Bruch der Saugleitung des PTR-Kühlsystems zusammenhängt, ist es nicht möglich, die Kühlung des Brennelementlagerbeckens durch ein Kühlsystem wiederherzustellen. Die Kühlung würde dann durch eine Wasserzufuhr gewährleistet. EDF plant, Maßnahmen zur Verhinderung eines solchen Szenarios zu ergreifen, indem die Überwachung dieses Rohrleitungsabschnitts verbessert wird.

3.1.2.4. Maßnahmen bei Unfällen mit Kernschmelze

Im Rahmen der [vierten]periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren ist es das Ziel von EDF, bei Unfällen mit Kernschmelze das Risiko erheblicher Freisetzungen deutlich zu verringern, um dauerhafte Auswirkungen auf die Umwelt zu vermeiden.

Zu diesem Zweck strebt EDF an, die Radioaktivität im Falle eines hypothetischen Unfalls mit Kernschmelze im Sicherheitsbehälter einzuschließen, und zwar *durch*:

- die Ableitung der Restleistung aus dem Reaktorkern ohne Öffnung der Sicherheitsbehälter-Entlüftungsvorrichtung (sogenannte „U5“-Vorrichtung), um die Freisetzung von Radioaktivität über die Luft („Luftweg“) zu vermeiden,
- die Stabilisierung des Coriums auf der Fundamentplatte des Reaktorgebäudes durch dessen Verteilung und erneute Überflutung. Ziel ist es, sicherzustellen, dass die Fundamentplatte nicht durchbrochen wird, um das durch den Unfall entstandene kontaminierte Wasser im Reaktorgebäude einzuschließen, damit es zur Entfernung der darin enthaltenen Radionuklide aufbereitet werden kann und somit die Ausbreitung flüssiger radioaktiver Stoffe außerhalb des Standorts („Wasserweg“) verhindert wird.

Die „Noyau Dur"-Maßnahmen sowie ein direkt aus dem EPR-Design abgeleitetes Kühlkonzept (Corium-Verteilungsvorrichtung, *vgl.* Anlage 1 der öffentlichen Anhörung) ermöglichen es, diese Ziele zu erreichen und die Exposition der Bevölkerung gegenüber ionisierender Strahlung im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze sehr deutlich zu reduzieren.

Zum Thema „Unfälle mit Kernschmelze" werden folgende Maßnahmen vorgeschlagen.

Überschrift	**Erweiterung des Nachweises der nuklearen Sicherheit in Bezug auf Unfälle mit Kernschmelze**
Thema	Sicherheit / Unfälle mit Kernschmelze – Wasser- und Luftpfad
Typologie	Betriebsvorschriften
Anwendbarkeit	Allgemein – Reaktorstufe

Ziel: Bestätigung der Robustheit der Anlage gegenüber neuen Unfallszenarien mit Kernschmelze, die in den Sicherheitsbericht aufgenommen wurden, oder – bei bestehenden Szenarien – gegenüber neuen Untersuchungsannahmen, die den aktuellen Stand des Wissens (physikalische Phänomene, Berechnungsmethoden) berücksichtigen.

Technische Erläuterung: Diese Bestimmungen erweitern den Umfang des Nachweises der nuklearen Sicherheit bei Unfällen mit Kernschmelze: Berücksichtigung der Anweisungen der Ständigen Expertengruppen[7] zu Unfällen mit Kernschmelze, Verbesserung der Modellierung physikalischer Phänomene (Verbesserung des Wissensstands) und Berücksichtigung neuer Unfallszenarien, die sich aus neuen Annahmen ergeben.

Die Änderungen betreffen die Einbeziehung neuer Nachweiselemente in den Sicherheitsbericht sowie die Anpassung der allgemeinen Betriebsvorschriften im Zusammenhang mit den Bestimmungen zum Management von Unfällen mit Kernschmelze.

[7] Zur Vorbereitung ihrer wichtigsten Entscheidungen in Fragen der nuklearen Sicherheit oder des Strahlenschutzes stützt sich die ASNR auf die Stellungnahmen und Empfehlungen von acht ständigen Expertengruppen. Die ASNR konsultiert diese ständigen Gruppen zu Themen, die in deren jeweilige Fachgebiete fallen.

Bezeichnung	Ersatz bestehender, für einen Unfall mit Kernschmelze nicht qualifizierter Ausrüstung
Thema	Sicherheit / Unfälle mit Kernschmelze – Wasser- und Luftweg
Typologie	Ausrüstung
Anwendbarkeit	Allgemein Stufe

Ziel: Anpassung der Qualifikationsanforderungen, insbesondere in Bezug auf „Hard-Core"-Situationen, an bestimmte vorhandene Ausrüstungen, die bei einem Unfall mit Kernschmelze erforderlich sind.

Technische Erläuterung: Ziel der vorgeschlagenen Bestimmungen ist es, sicherzustellen, dass die im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze erforderlichen Ausrüstungen den Belastungen und Umgebungsbedingungen standhalten, denen sie in den betrachteten Situationen – insbesondere in „Hard-Core"-Situationen – ausgesetzt sind.

Bestehende Ausrüstungen, die nicht qualifiziert werden können, werden ersetzt oder so modifiziert, dass die Funktionalität erhalten bleibt (Beispiele: Austausch von Stellantrieben an motorisierten Ventilen, Austausch bestimmter elektrischer Komponenten, Austausch mechanischer Komponenten oder Dichtungen mechanischer Komponenten).

Bezeichnung	Fest installierte Anlagen zur Aufbereitung von kontaminiertem Wasser im Reaktorgebäude und mobile Module zur Aufbereitung von kontaminiertem Wasser
Thema	Sicherheit / Unfälle mit Kernschmelze – Wasserkreislauf – Umgang mit kontaminiertem Wasser contaminés
Typologie	Materielle Bestimmungen und derzeit in Prüfung befindliche Bestimmungen als Reaktion auf die von der ASN erlassene Vorschrift [AG-D] unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase der 4.[(e)]periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren
Anwendbarkeit	Generisch, Reaktorstufe

Ziel: Verringerung der Kontamination des Wassers im Reaktorgebäude nach einem Unfall, der zu einer Kernschmelze geführt hat, sowie Begrenzung des Ausmaßes und der Dauer der Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umwelt im Falle eines Lecks außerhalb der Gebäude.

Technische Erläuterung: Die vorgeschlagene Maßnahme gliedert sich in zwei Teile:

- Der erste Teil der Maßnahme besteht in der Einrichtung einer festen Leitung, die an der Außenfassade der Gebäude mündet und an die bestehende Absaugleitung für das Wasser aus den Sumpfbecken des Reaktorgebäudes angeschlossen ist. Diese Leitung ermöglicht den Anschluss einer mobilen Pumpeinrichtung zum Abpumpen des Wassers aus dem Reaktorgebäude zwecks Dekontaminationsbehandlung, bevor es über eine andere geeignete Leitung wieder in das Reaktorgebäude zurückgeleitet wird (*siehe* die folgende Maßnahme *„Einrichtung einer Einspeiseleitung und einer mobilen Ersatzvorrichtung für die* EAS-ND-Anlage"). An der Fassade schließt ein Schnellkupplungsstecker die Leitung ab, um die mobile Anlage anzuschließen. Die Leitung ist mit geeigneten Armaturen ausgestattet. Die gesamte Anlage ist robust gegen aggressive Einflüsse

„Noyau Dur“ ausgelegt. Die Stromversorgung des motorbetriebenen Ventils erfolgt über das Stromversorgungsnetz „Noyau Dur“, das durch den Notstromdiesel abgesichert ist.

› Der zweite Teil der Anlage besteht aus einer mobilen Anlage zur Aufbereitung von kontaminiertem Wasser (bezeichnet als UMTEC).

Diese Anordnung ist in Abbildung 10 dargestellt.

Schließlich zeigen die für das Kernkraftwerk Blayais im Rahmen der Vorschrift [AG-D] durchgeführten StudienIII zeigen, dass die Umsetzung aller Verbesserungsmaßnahmen für den Fall eines Unfalls mit Kernschmelze (darunter insbesondere die UMTEC) die Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Gewässer der natürlichen Umwelt ausreichend begrenzt, sodass keine zusätzlichen Maßnahmen erforderlich sind.

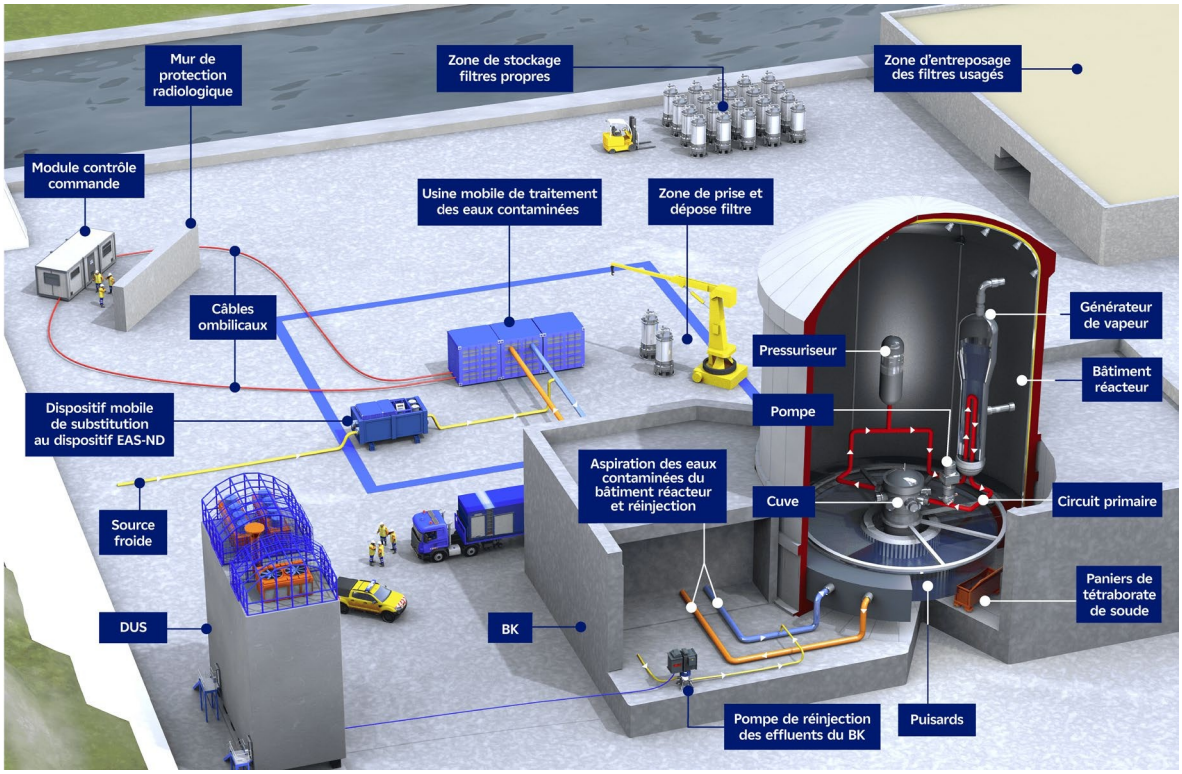


Abbildung 10. Darstellung der Maßnahmen:

- feste Leitungen zur Aufbereitung von kontaminiertem Wasser im Reaktorgebäude und mobile Module zur Aufbereitung von kontaminiertem Wasser,
- Einsatz einer Injektionsleitung und einer mobilen Anlage als Ersatz für die EAS-ND-Anlage,
- Rückführung der Abwässer aus dem Brennelementgebäude in das Reaktorgebäude,
- Einbau von Körben mit Dinatriumtetraborat-Decahydrat in die Sammelbecken des Reaktorgebäudes.

Titel	**Einrichtung einer Injektionsleitung und einer mobilen Anlage als Ersatz für die EAS-ND-Anlage**
Thema	Sicherheit / Unfälle mit Kernschmelze – Wasserweg
Typ	Technische Ausstattung
Anwendbarkeit	Allgemein Stufe

Ziel: Sicherstellung der fortgesetzten Kühlung des stabilisierten Coriums auf der Fundamentplatte des Reaktorgebäudes nach einem mittel- bis langfristigen Ausfall des EAS-ND-Systems (mehr als einige Tage nach Beginn des Unfalls) im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze.

Technische Erläuterung: Ziel dieser Maßnahme ist es, eine Wasserzufuhr in das Reaktorgebäude zu gewährleisten, um das durch die Kernschmelze entstandene Corium unter Wasser zu halten, falls das EAS-ND-System mittel- bis langfristig (mehr als einige Tage nach Unfallbeginn) nicht verfügbar ist, und so die Abtragung der Fundamentplatte zu begrenzen.

Die vorgeschlagene Maßnahme besteht darin, eine unabhängige Festleitung im Reaktorblock zu verlegen, um Wasser von außerhalb der Gebäude zu den Sammelbecken des Reaktorgebäudes zu leiten. An der Fassade des Brennelementgebäudes ist die Leitung mit einem Schnellkupplungsstecker ausgestattet, um die mobile Wassereinspeisungsanlage anzuschließen. Die Leitung ist mit Armaturen ausgestattet, um die Integrität des Sicherheitsbehälters zu gewährleisten, wenn sie nicht in Gebrauch ist.

Die Wassereinspeisung erfolgt über eine mobile Anlage (Pumpe, Schläuche, Stromaggregat und Zubehör), die das Ansaugen von Wasser aus der Kaltwasserquelle und die Stromversorgung des Ventils der ortsfesten Leitung ermöglicht.

Diese Funktion der Wassereinspeisung nutzt die Messung des Wasserstands am Boden des Reaktorgebäudes, die Gegenstand einer eigenen Maßnahme ist (*siehe* die Maßnahme *„Einrichtung einer Pegelmessung in den Sumpfbecken im* Reaktorgebäude“).

Die so geschaffene feste Leitung kann auch für den eventuellen Bedarf an Rückführung von kontaminiertem Wasser in das Reaktorgebäude nach dessen Aufbereitung durch mobile Dekontaminationsmodule genutzt werden (*siehe* die vorangegangene Bestimmung *„Feste Leitungen für die Aufbereitung von kontaminiertem Wasser im Reaktorgebäude und mobile Module zur Aufbereitung von kontaminiertem* Wasser“).

Diese Anordnung ist in Abbildung 10 dargestellt.

Überschrift	**Rückführung von Abwässern aus dem Brennelementgebäude in das Reaktorgebäude**
Thema	Sicherheit / Unfälle mit Kernschmelze – Wasser- und Luftweg
Typologie	Materielle Bestimmungen
Anwendbarkeit	Allgemein – Reaktorblock

Ziel: Beseitigung des Risikos einer Stagnation von kontaminiertem Wasser am Boden des Brennelementgebäudes, die möglicherweise infolge eines Unfalls mit Kernschmelze auftreten könnte, und damit Begrenzung des Risikos radioaktiver Freisetzungen.

Technische Erläuterung: Ziel der Bestimmung ist es, das Risiko der Ansammlung von kontaminiertem Wasser am Boden des Reaktorgebäudes (BK) zu beseitigen und damit das Risiko radioaktiver Freisetzungen (über die Luft oder durch Versickern durch die Bodenplatte des BK) zu begrenzen. Sie ermöglicht es, eventuelle Wassermengen, die aus Restleckagen der Kreisläufe (Leckagen an Armaturen) oder aus Abflüssen aus dem Brennelementlagerbecken stammen (z. B. mögliche Leckagen an der Auskleidung, Siedevorgänge im Brennelementlagerbecken, die durch Kondensation an den Wänden Wasser am Boden des BK erzeugen).

Die vorgeschlagene Maßnahme besteht darin:

- die Einrichtung von Pump- und Leitungssystemen (Rohrleitungen und Armaturen), die für die Bedingungen eines Unfalls mit Kernschmelze ausgelegt sind, um das in den entsprechenden Sammelbecken am Boden des Brennstoffgebäudes aufgefangene Wasser wieder in das Reaktorgebäude (BR) zurückzuführen,
- bestimmte Sammelbecken zu errichten oder anzupassen, um die Pumpvorrichtung aufzunehmen und deren vollständige Dichtheit unter allen Umständen durch eine geeignete Auskleidung zu gewährleisten,
- eine für die Steuerung der Rückführung erforderliche Füllstandsmessung zu installieren,
- eine Sammelleitung zu verlegen, die an den Leckageauffangstutzen des Hauptabsperrventils der Saugleitung der Sumpfbecken der Funktion EAS-ND angeschlossen ist und bis zu einem geeigneten Sammelsumpfbecken führt.

Die Rückführleitungen werden an die Wasserinjektionsleitung im BR angeschlossen, die Gegenstand der Bestimmung *„Inbetriebnahme einer Einspeiseleitung und einer mobilen Ersatzvorrichtung für die EAS-ND-Vorrichtung“*.

Diese Anordnung ist in Abbildung 10 dargestellt.

Überschrift	**Einrichtung einer Wasserstandsmessung in den Sammelschächten des Reaktorgebäudes**
Thema	Sicherheit / Unfälle mit Kernschmelze – Wasserweg
Typologie	Technische Ausstattung
Anwendbarkeit	Allgemein – Stufe

Ziel: Einrichtung der erforderlichen Messtechnik zur Steuerung des mobilen Ersatzmittels für das EAS-ND-System

Technische Erläuterung: Ziel der vorgeschlagenen Bestimmung ist es, den Wasserstand in den Sumpfbecken des Reaktorgebäudes (BR) im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze zu messen, um bei Bedarf das am Boden des BR erforderliche Wasservolumen zur Überflutung des Coriums aufzufüllen, auch wenn des EAS-ND-Systems nicht verfügbar ist.

Ein Sensor (der den Bedingungen eines Unfalls mit Kernschmelze und einem Erdbeben der Stufe „Noyau Dur“ standhält) wird installiert, um die Wasserzufuhr zu steuern, die zur Aufrechterhaltung der Überflutung des Coriums erfolgt, wobei gleichzeitig ein Überfüllen des BR-Bodens vermieden wird: Der Wasserstand muss nämlich unterhalb der Höhe der Luftansaugöffnung bleiben, die im Falle einer Nichtverfügbarkeit des EAS-ND-Systems zur Entlüftung des Sicherheitsbehälters dienen würde.

Diese Vorkehrung ist auch für die Funktion der Wassereinspeisung in den BR erforderlich, die im Falle der Nichtverfügbarkeit der EAS-ND-Anlage genutzt werden könnte (*siehe* Vorkehrung *„Einsatz einer Einspeiseleitung und einer mobilen Ersatzvorrichtung für die* EAS-ND-Anlage“).

Schließlich umfasst die Stromversorgung der Füllstandsmessung mindestens eine autonome Stromversorgung, die bei Ausfall des Notstromdiesels (DUS) verfügbar ist. Die Füllstandsdaten stehen im Elektroraum zur Verfügung.

Diese Anordnung ist in Abbildung 11 dargestellt.

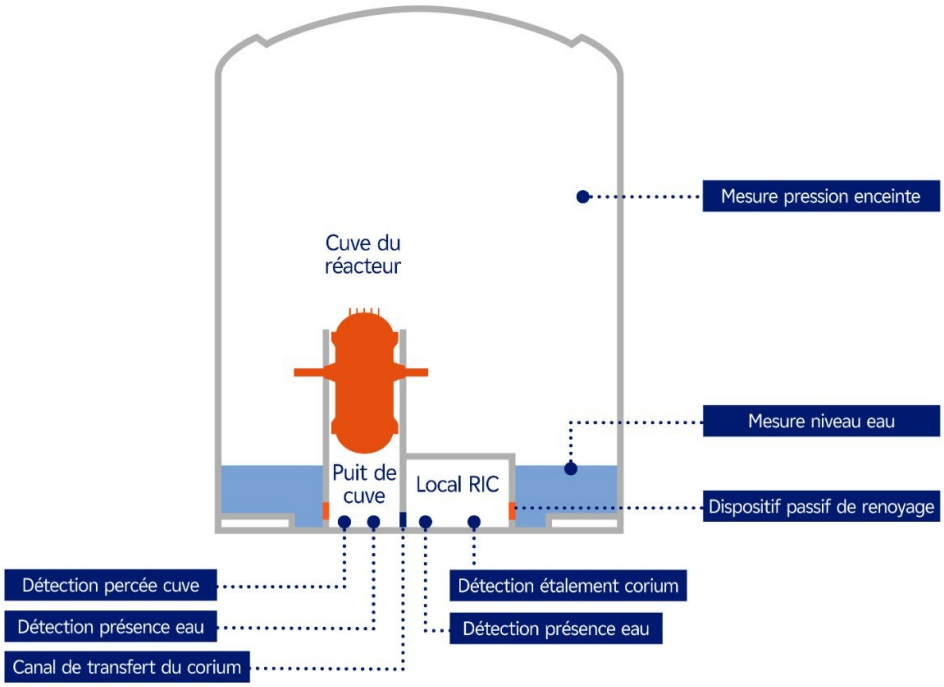


Abbildung 11. Darstellung der Wasserstandsmessung in den Sumpfbecken des Reaktorgebäudes und der Erkennung der Ausbreitung des Coriums im Instrumentenraum des Reaktorkerns

Bezeichnung	Elektrische Notversorgung der Erkennung eines Behälterdurchbruchs durch das DUS und Einrichtung einer Erkennung der Coriumausbreitung im Instrumentierungsraum des Reaktorkerns (RIC)
Thema	Sicherheit / Unfälle mit Kernschmelze – Wasserweg
Typologie	Technische Umsetzung
Anwendbarkeit	Allgemein – Stufe

Ziel: Verbesserung der Bewältigung von Unfallszenarien mit Kernschmelze.

Technische Erläuterung: Die Strategie zur Vermeidung eines Durchbruchs der Fundamentplatte im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze besteht darin, sicherzustellen, dass sich das Corium trocken auf der Fundamentplatte des Reaktorgebäudes ausbreitet, bevor es durch das in den Sammelbecken gespeicherte Wasser passiv wieder unter Wasser gesetzt wird.

Es werden zwei Maßnahmen vorgeschlagen, um die Reaktorleitungsteams über die Ausbreitung des Coriums im Reaktorkessel-Schacht und anschließend im Bereich des Kerninstrumentierungsraums zu informieren. Die vorgeschlagenen Maßnahmen ermöglichen die Sicherstellung:

- die Erkennung eines Behälterdurchbruchs, was eine Information darstellt, anhand derer festgestellt werden kann, dass der geschmolzene Kern nicht mehr im Behälter, sondern im Ausbreitungsbereich unterhalb des Behälters gekühlt wird: Dies kann als Orientierung für die Steuerung der Wasserzufuhr im Reaktorgebäude (BR) dienen. Die Maßnahme besteht darin, die Notstromversorgung der Detektionsvorrichtung für einen Behälterdurchbruch (Thermoelement und Informationsübertragung) durch das Notstromaggregat (DUS) sicherzustellen, um diese Information auch unter sehr extremen Bedingungen, wie beispielsweise bei einem vollständigen Ausfall der Stromversorgung, zur Verfügung zu haben,
- die physikalische Erfassung der Ausbreitung des Coriums über die gesamte Fläche des RIC-Raums, was es bei Bedarf ermöglicht, eine „aktive“ Wiederüberflutung des Coriums durch Wassereinspritzung *über* den durchbrochenen Reaktorbehälter durchzuführen. Die Vorrichtung besteht aus einer Thermoelement-Messleitung, die am Boden des RIC-Raums so nah wie möglich an den Schmelzsicherungen der „passiven“ Wiederflutungsklappen angebracht ist. Ein Schutz für das Thermoelement ist vorgesehen, um einen ausreichend eindeutigen Messverlauf zu gewährleisten, bevor der Sensor möglicherweise durch das Corium zerstört wird. Die Messung ist robust gegenüber einem „Hard-Core“-Erdbeben und wird über die Notstromversorgung mit Diesel (DUS) gespeist. Die Messung ist für die Unfallbedingungen im Reaktorgebäude (Temperatur, Strahlenbelastung) qualifiziert.

Diese Anordnung ist in Abbildung 11 dargestellt.

Überschrift	Verstärkung der Wände zwischen dem internen Instrumentenraum des Reaktorkerns und dem Bereich der Sumpfkammern im Reaktorgebäude
Thema	Sicherheit / Unfälle mit Kernschmelze – Wasserweg
Typologie	Materielle Anordnung
Anwendbarkeit	Allgemein – Lagerung

Ziel: Gewährleistung der Stabilisierung des Coriums in dem dafür vorgesehenen Ausbreitungsbereich.

Technische Erläuterung: Gemäß der von der ASN erlassenen Vorschrift [AG-A].III schlägt EDF vor, eine bauliche Maßnahme zur Verstärkung der Betonwände zwischen dem internen Kerninstrumentierungsraum (RIC) und dem Bereich der Sumpfbecken am Boden des Sicherheitsbehälters des Reaktorgebäudes umzusetzen, um ein Durchdringen des Coriums zu verhindern und dieses im vorgesehenen Ausbreitungsbereich zu halten.

Überschrift	Zusätzliche Wassereinspeisung zum PTR-System
Thema	Sicherheit / Unfälle mit Kernschmelze – Eintrittsweg Luft
Typ	Betriebsvorschriften (Verhalten im Unfallfall) als Reaktion auf die Vorschrift [AG-B].II, die von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase der 4. ^{e}periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren
Geltungsbereich	Generisch, Reaktorstufe

Ziel: Sicherstellung einer ausreichenden Wassereinspeisung in das Reaktorgebäude im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze, um die Kühlung des Coriums zu gewährleisten und den Druckanstieg im Sicherheitsbehälter zu begrenzen.

Technische Erläuterung: Im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze muss die Wasserzufuhr zur Kühlung des Coriums ausreichend sein, um den Druckanstieg im Reaktorbehälter zu begrenzen. Der PTR-Behälter stellt kurzfristig die Hauptwasserquelle dar, um diese Kühlung zu gewährleisten.

Die im Rahmen der Vorschrift [AG-B].II durchgeführten Untersuchungen zur Druckanstiegskinetik im Sicherheitsbehälter ermöglichen es EDF zu dem Schluss zu kommen, dass der Sicherheitsnachweis gewährleistet ist, ohne dass zusätzlich zur PTR-Wasserspeicherfolie eine weitere Zufuhr von boriertem Wasser in das Reaktorgebäude erforderlich ist.

Dennoch wurden als Reaktion auf die Vorschrift [AG-B].II Maßnahmen identifiziert, mit denen kurzfristig eine Wassermenge in das Reaktorgebäude eingeleitet werden kann, die das im PTR-Behälter enthaltene borhaltige Wasser ergänzt. Die Fähigkeit des Betreibers, diese Maßnahmen im Rahmen des Krisenmanagements umzusetzen, wurde analysiert.

Die geplanten Maßnahmen bestehen darin, die Dokumentation und die Instrumente zu aktualisieren, die den nationalen Krisenstabs-Teams und/oder dem Kernkraftwerk Blayais zur Verfügung stehen.

Titel	**Schutz der Komponenten der „Breitband“-Messkette für den Druck im Sicherheitsbehälter, die sich in den wichtigsten elektrischen Räumen des Sicherheitspfads B befinden**
Thema	Sicherheit / Unfälle mit Kernschmelze
Typ	Technische Anordnung
Anwendbarkeit	Allgemein – Lager

Ziel: Gewährleistung der Verfügbarkeit der Information „Reaktordruck“ im Kontrollraum, auch in Störfallsituationen infolge interner Störquellen im Elektroraum, um die Reaktorsteuerung im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze zu unterstützen.

Technische Erläuterung: Die Bestimmung zielt darauf ab, die Verfügbarkeit der Information „Containmentdruck“ *(siehe Abbildung 11)* im Kontrollraum zu gewährleisten, auch in Störfallsituationen infolge interner Störquellen im Elektroraum, um die Anlagensteuerung im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze zu unterstützen.

Daher sind Brandschutzmaßnahmen (Umwicklung) für die Komponenten der „Breitbereichs“-Messkette des Drucks im Sicherheitsbehälter in den wichtigsten Elektroräumen des Sicherheitspfads B vorgesehen.

Bezeichnung	**Verdickung der Fundamentplatte des Reaktorgebäudes**
Thema	Sicherheit / Unfälle mit Kernschmelze – Wasserweg
Typ	Materielle Anordnung
Anwendbarkeit	Allgemeines Lager

Ziel: Verringerung des Risikos eines Durchbruchs der Fundamentplatte der Reaktorgebäude im Falle eines schweren Unfalls mit Kernschmelze.

Technische Erläuterung: Bei Unfällen mit Kernschmelze wird die Restleistung nicht auf normale Weise abgeführt (über die Sicherheitsventile oder das Wasser des Notkühlsystems RIS). Die daraus resultierende Erwärmung führt zum Schmelzen des Metalls, aus dem die Brennelemente bestehen (Brennstäbe und Hüllen), aber auch des umgebenden Metalls (Regelstäbe oder Strukturen), bis hin zum Durchschlagen des Reaktorbecherbodens. Das aus diesem Prozess entstehende Metallagglomerat in Form einer zähflüssigen Masse wird als Corium bezeichnet *(siehe Abbildung 12)*.

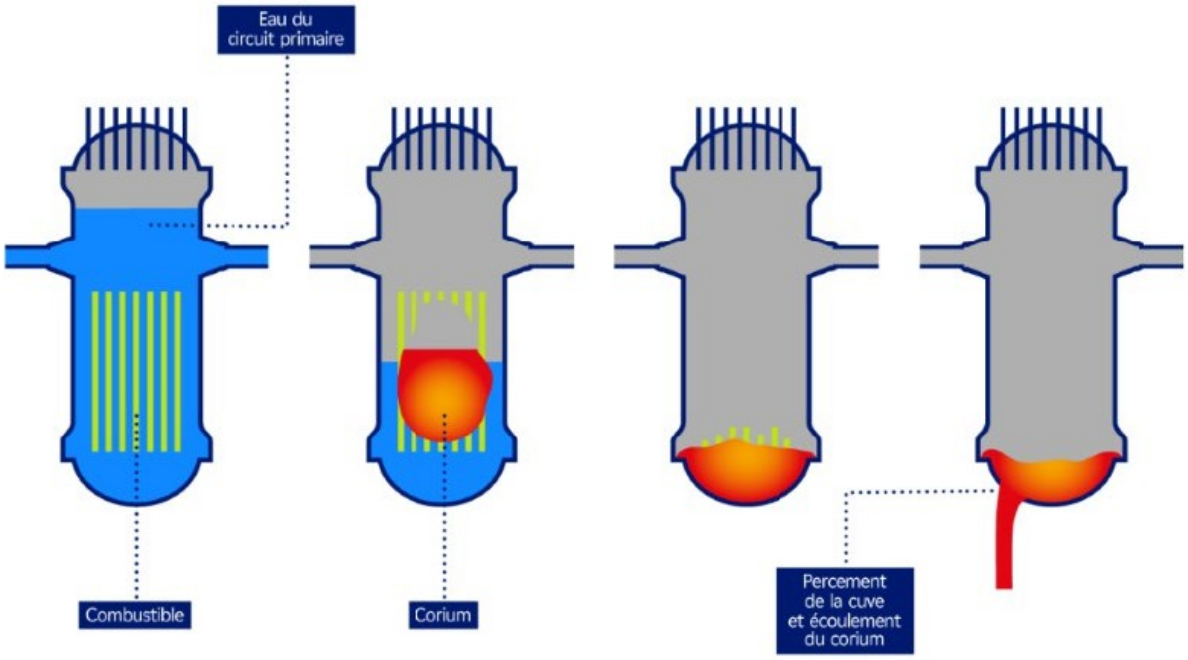


Abbildung 12. Darstellung der Bildung des Coriums durch das Schmelzen des Metalls, aus dem die Brennelemente (Brennstäbe und Hüllen) bestehen, sowie des umgebenden Metalls (Regelstäbe oder Strukturen) bis zum Durchbruch des Reaktorbehälterbodens.

Dieses Corium kann, sobald es mit dem Boden des Reaktorgebäudes (Fundamentplatte) in Kontakt kommt, zur Erosion der Fundamentplatte führen (Ablationsphänomen) und somit die Sicherheitshülle gefährden, wenn keine Maßnahmen ergriffen werden.

Um das Risiko eines Verlusts der Sicherheitshülle durch Erosion der Fundamentplatte im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze zu begrenzen, wird eine Vorrichtung eingesetzt, die auf der Stabilisierung des Coriums unter Wasser nach dessen Ausbreitung im trockenen Zustand beruht: Die Ausbreitung des Coriums nach dem Durchbruch des Reaktorbehälters erfolgt im Behälterschacht und im RIC-Raum. Diese Lösung ähnelt im Prinzip der bei Reaktoren vom Typ EPR umgesetzten; sie berücksichtigt die F&E-Programme zur Wechselwirkung zwischen Corium und Beton und ermöglicht den Erhalt der tragenden Fundamentplatte des Sicherheitsbehälters. Diese Anordnung entspricht der Vorschrift [AG-A].I.

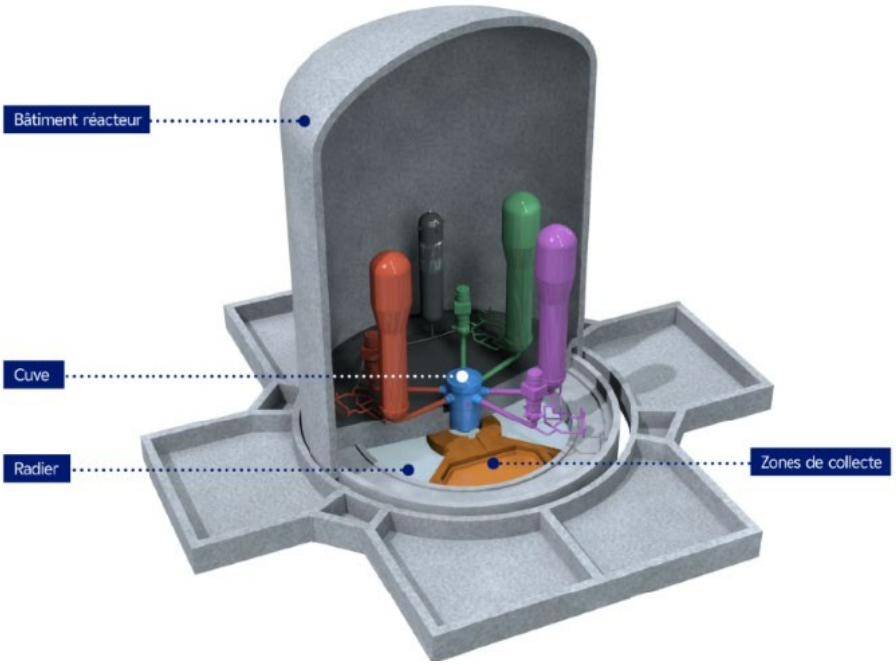


Abbildung 13. 3D-Ansicht der Anordnung von Reaktorbehälter, Fundamentplatte und Auffangbereich im Reaktorgebäude.

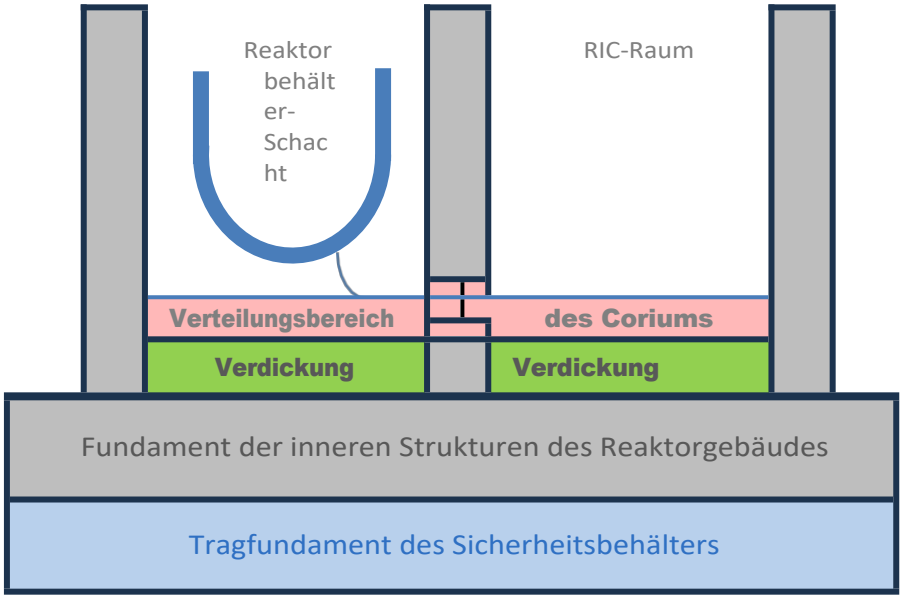


Abbildung 14. Darstellung der Anordnung der Fundamentverdickung im Reaktorgebäude.

Die Untersuchungen zielen darauf ab, den Erhalt der tragenden Fundamentplatte des Sicherheitsbehälters bei einem Unfall mit Kernschmelze nachzuweisen. Dadurch kann eine signifikante Betondicke aufrechterhalten werden, die den Großteil ihrer mechanischen Eigenschaften bewahrt und in solchen Situationen die radiologische Eindämmung durch die dritte Sicherheitsbarriere gewährleistet. In Anwendung der Vorschrift [AG-A].II hat EDF:

- der ASNR einen detaillierten Vorentwurf zur Verdickung der Fundamentplatte der Reaktorgebäude vorgelegt, deren Beton einen sehr hohen Siliziumdioxidgehalt aufweist. Dieser Vorentwurf umfasst eine Studie zur Optimierung des Strahlenschutzes für das Einsatzpersonal,
- der ASNR die Ergebnisse seines Studienprogramms zum Verhalten der Fundamentplatten im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze übermittelt, das auf experimentellen Versuchen basiert. EDF hat sich für die Verdickung der siliziumreichen Fundamentplatten der Reaktoren des Kernkraftwerks Blayais ausgesprochen.

Titel	**Einbau von Körben mit Dinatriumtetraborat-Decahydrat in die Sumpfkammern des Reaktorgebäudes**
Thema	Sicherheit / Unfälle mit Kernschmelze – Luftübertragung
Typologie	Materielle Bestimmungen
Anwendbarkeit	Allgemein Stufe

Ziel: Bei einem Unfall mit Kernschmelze die Freisetzung von Jod in der Gasphase, das im kontaminierten Wasser im Sicherheitsbehälter des Reaktorgebäudes enthalten ist, deutlich zu reduzieren.

Technische Erläuterung: Die vorgeschlagene Maßnahme besteht darin, am Boden des Reaktorgebäudes ortsfeste Vorrichtungen zu installieren, die ein Alkalisalz enthalten, das nach seiner Auflösung im Wasser – sobald der Boden des Reaktorgebäudes mit Wasser gefüllt ist – das im Wasser enthaltene Jod bindet und so dessen Übergang in die Gasphase begrenzt. Die Vorrichtungen sind passiv und bestehen aus Körben, die mit Dinatriumtetraborat-Decahydrat (Borax) gefüllt sind.

Diese Körbe sind in der folgenden Abbildung 15 dargestellt. Ihre Anordnung im Reaktorgebäude ist in Abbildung 10 veranschaulicht.



Abbildung 15. Foto von Körben mit Dinatriumtetraborat-Decahydrat

3.1.2.5. Querschnittliche Sicherheitsmaßnahmen mit mehreren Sicherheitszielen

3.1.2.5.1. Maßnahmen des „harten Kerns“

Gemäß den 2014 erlassenen Vorschriften der ASN hat EDF einen „harten Kern“ aus materiellen und organisatorischen Maßnahmen eingerichtet, um folgenden extremen äußeren Einwirkungen (d. h. solchen, deren Schweregrad über den im Sicherheitsreferenzrahmen für kerntechnische Anlagen berücksichtigten Wert hinausgeht) zu begegnen:

- Erdbeben,
- Überschwemmungen (einschließlich Starkregen) und mit Überschwemmungen in Zusammenhang stehende Naturereignisse (extreme Winde, Blitzschlag, Hagel),
- Tornados.

Dieser „harte Kern“ besteht aus einer Reihe ortsfester Einrichtungen, die gegen „harte Kern“-Situationen und die damit verbundenen Einwirkungen robust sind, ergänzt durch mobile Einrichtungen sowie eine Organisation und Teams zu deren Einsatz, darunter die FARN. Er ist so konzipiert, dass er die Bewältigung extremer Situationen ermöglicht, die sich aus diesen extremen Einwirkungen ergeben:

- den vollständigen Ausfall der Stromversorgungen, die nicht zum „Kern“ gehören,
- der vollständige Ausfall der Kühlquelle, die nicht zum „harten Kern“ gehört,
- das gleichzeitige Eintreten dieser beiden Situationen.

EDF schlägt im Rahmen der[4] periodischen Überprüfung ein kohärentes Paket an materiellen und betrieblichen Maßnahmen zur Umsetzung des „harten Kerns“ vor, was zur Erreichung der technischen Ziele der Neubewertung der nuklearen Sicherheit beiträgt (die Übersicht über die wichtigsten Maßnahmen
„Kern“ ist in Dokument Nr. 1 der Unterlagen zur öffentlichen Anhörung unter §4.2.1 dargestellt).

Im weiteren Verlauf dieses Absatzes werden die von EDF vorgeschlagenen Maßnahmen beschrieben.

Bezeichnung	„Noyau Dur“-Betrieb
Thema	Sicherheit / Einwirkungen, Unfälle mit und ohne Kernschmelze, Brennelementbecken
Typ	Betriebsvorschriften (Verhalten im Unfallfall) und technische Vorkehrungen
Gültigkeit	Allgemein, Stufe

Ziel: Umsetzung einer Strategie zur Anlagensteuerung, die auf die Bewältigung sogenannter „Hard-Core“-Situationen ausgerichtet ist und auf für diese Situationen robusten Anlagenkomponenten basiert.

Technische Erläuterung: EDF schlägt eine Betriebsregelung vor, die auf einer Anlagensteuerung basiert, die speziell für die Umsetzung des „Harten Kerns“ ausgelegt ist. Sie beruht auf einer einfachen und zuverlässigen Steuerungsstrategie, die vom Ausgangszustand des Reaktors und den eingesetzten „Harten Kern“-Komponenten abhängt. Sie wird umgesetzt, wenn die maßgeblichen Kriterien für eine Verschlechterung des Anlagenzustands infolge einer „Hard-Core“-Situation erreicht sind (z. B. vollständiger Ausfall der Stromquellen).

Die Betriebsstrategie ist an die für „Hard-Core“-Situationen festgelegten Ausgangszustände angepasst:

- Für Zustände, bei denen der Primärkreis unter Druck gesetzt werden kann und die Restleistung über die Dampferzeuger abgeführt werden kann:

Die Wassernachspeisung des Primär- und Sekundärkreislaufs erfolgt über die Ausrüstung des „Noyau Dur“-Anlagen gewährleistet. Die Borzufuhr in den Primärkreislauf erfolgt über die Hochdruck-Einspritzpumpe an den Dichtungen der Primärpumpenaggregate (*siehe* Anordnung „Einspritzpumpe an den Dichtungen der Primärpumpenaggregate ‚Noyau Dur‘“), gleichzeitig mit der Kühlung des Primärkreislaufs durch den Sekundärkreislauf. Der Primärkreislauf wird anschließend durch das Öffnen einer Entlastungsleitung des Druckhalters druckentlastet, wodurch bei Bedarf die Zufuhr von borhaltigem Wasser über die Speicher des RIS-Systems und die EAS-ND-Pumpe fortgesetzt werden kann. Im Endzustand ist der Reaktor gekühlt und druckentlastet, und die Bor-Konzentration schließt jegliches Risiko einer kurz- und langfristigen erneuten Divergenz aus.

- Im Zustand „Kaltabschaltung zur Brennelementwechsel“, wenn das Transferrohr *(siehe Abbildung 9)* geöffnet ist und das Becken des Reaktorgebäudes mit dem Brennelementlagerbecken verbindet:

Die Restleistung des Reaktorkerns wird durch das im Reaktorgebäude-Becken und im Brennelement-Lagerbecken verfügbare Wasser abgeführt. Die Wasserzufuhr zum Brennelement-Lagerbecken erfolgt über die Anlagen des „Noyau Dur“, wodurch auch die Wasserzufuhr zum Reaktorgebäude-Becken *über* das geöffnete Transferrohr gewährleistet ist. Eine Zugangskammer zum Reaktorgebäude wird vorab geöffnet, um einen Druckaufbau im Reaktorgebäude durch den Dampf zu vermeiden, der durch ein mögliches Sieden des Wassers im Reaktorbecken entstehen könnte. Mittelfristig bringt die FARN eine mobile Borierungsanlage mit und nimmt diese in Betrieb, um eine ausreichende Borkonzentration im Wasser beider Becken sicherzustellen und so langfristig eine erneute Kernausbreitung zu verhindern.

- Für den Zustand eines vollständig entladenen Reaktors, in dem sich der Brennstoff im Brennstofflagerbecken befindet und das Transferrohr geschlossen ist. In diesem Zustand wird der Übergang in den „Hard Core“-Betrieb direkt über ein robustes Warnsystem ausgelöst
  „Harter Kern“ im Kontrollraum beschlossen:

Die Restleistung des Reaktorkerns wird durch das Sieden der Flüssigkeit im Brennelementlagerbecken abgeführt. Die Betriebsstrategie steuert die Wasserzufuhr zum Brennelementlagerbecken über die „Noyau Dur“-Maßnahmen.

Bezeichnung	Leit- und Steuerungssystem „Noyau Dur“
Thema	Sicherheit / Einwirkungen, Unfälle mit und ohne Kernschmelze, Brennelementbecken
Typologie	Materielle Bestimmungen
Anwendbarkeit	Allgemein – Lager

Ziel: Ergänzung der bestehenden Leit- und Steuerungstechnik zur Steuerung der „Noyau Dur“-Dispositionen zu steuern.

Technische Erläuterung: Die Anordnung dient der Ergänzung der Steuerungs- und Kontrollsysteme zur Steuerung der vorgeschlagenen „Noyau Dur“-Anordnungen: ASG-ND, Weiterleitung der Meldung über den Verlust der Kühlquelle an die Leitwarte, Vorrichtung zur Erkennung der Ausbreitung des Coriums im Kerninstrumentierungsraum, analoge Füllstandsmessung im Brennelement-Lagerbecken.

Folgende materielle Maßnahmen werden vorgeschlagen:

- Schalttafel für zusätzliche Signale und Steuerungen („Noyau Dur“) im Kontrollraum:
  - Hinzufügung von Bedienelementen, Kontrollleuchten, Schlüsselschaltern und Zeigeranzeigen,
  - Einbau einer Übersichtstafel für bestimmte Funktionen des „harten Kerns“, darunter das ASG-ND,
  - Neupositionierung der Füllstandsanzeigen der Becken,
  - Programmierung des digitalen Aufzeichnungsgeräts zur Verarbeitung der Füllstandsdaten der ASG-ND-Abdeckung sowie des vom EAS-ND eingespeisten Volumens und dessen Anzeige.
- Relaisrahmen: Einbau neuer Relaisrahmen für die neu eingeführten Funktionen und Anpassung bestehender Relaisrahmen,
- Unterverteilerschrank: Umbau zur Zuordnung von Abgängen zu den neuen Polaritätseinheiten,
- Kabelverlegung und Anschlüsse zwischen PSCC, Relaisbaugruppen und bestimmten Schalttafeln und Schaltschränken,
- SPS-Schränke: Hinzufügen neuer Ein-/Aus-Eingänge (TOR) in der Umrichtersteuerung und Anpassung der Programmierung der analogen SPS,
- Schaltschränke: verschiedene Änderungen zur Zuordnung von 48-V-DC- und 125-V-DC-Relais, Änderung des SPS-Programms und Verarbeitung von zwei neuen Informationen:
  - Spannungsvorhandensein am zweiten Sammelschienensatz der Schalttafel, der direkt vom Notstromdiesel (DUS) gespeist wird,
  - Meldung über den Ausfall der Kältequelle.

Bezeichnung	Notstromversorgung der Hartkern-Dampferzeuger (ASG-ND) und „Hartkern“-Zusatzversorgung für die Becken der Reaktor- und Brennstoffgebäude
Thema	Sicherheit / Belastungen, Unfälle ohne Kernschmelze, Brennelementbecken
Typologie	Materielle Bestimmungen
Anwendbarkeit	Allgemein – Stufung

Ziel: Sicherstellung der Ableitung der Restleistung des Reaktors über die Dampferzeuger und Sicherstellung der Ableitung der Restleistung der im Lagerbecken (Brennstoffbecken) befindlichen Brennelemente durch Wasserzufuhr im „Hard Core“-Zustand.

Technische Erläuterung: Ziel der vorgeschlagenen Bestimmung ist die Einrichtung folgender Komponenten des „harten Kerns“:

- die Wasserversorgung der Dampferzeuger (DE), um die Kühlung des Reaktors und die Ableitung der Restleistung über den Sekundärkreislauf zu ermöglichen,
- die Wasserversorgung der Becken im Reaktorgebäude und im Brennelementgebäude, um die Restleistung abzuführen und ein Freiliegen der Brennelemente zu verhindern.

Im „Hard Core“-Zustand wird die Wasserversorgung der DG durch eine Not-Wasserversorgungspumpe für die DG (ASG) gewährleistet, die aus dem Sammelbehälter des ASG-Systems ansaugt. Diese Funktion wird als ASG-ND bezeichnet. Im „Hard Core“-Zustand wird die Motorpumpe automatisch über den Notstromdiesel (DUS) versorgt, und zwar *über* eine spezielle Umschaltanlage, die im Rahmen dieser Maßnahme installiert wurde. Diese Maßnahme entspricht der ASN-Vorschrift [ND-A].

Die Funktion der dauerhaften Ableitung der Restleistung wird ihrerseits durch die Einrichtung einer neuen Anlage im Reaktorblock gemäß der ASN-Vorschrift [PISC-A] gewährleistet. Es handelt sich um eine Zusatzwasserversorgungsstation „Noyau Dur“ (SEG-System), die eine dauerhafte Versorgung des ASG-Beckens sowie des Brennelement-Lagerbeckens aus der Wasserquelle
„Noyau Dur“

Die Steuerung der ASG-ND- und SEG-Maßnahmen basiert auf den für den Betrieb des „Noyau Dur“ erforderlichen Informationen bezüglich des Kessels und der Becken, insbesondere: Füllstände der GV über einen weiten Bereich, Druck der GV, Kerntemperatur, Primärdruck sowie Füllstände der Becken in den Reaktor- und Brennelementgebäuden.

Die Umsetzung der ASG-ND- und SEG-Bestimmungen erfordert:

- gegebenenfalls die verwendeten Strukturen, Systeme und Komponenten zu verstärken oder zu schützen, um sie widerstandsfähig gegen „Noyau Dur"-Ereignisse und deren Folgeeffekte zu machen,
- die „Noyau Dur"-Zusatzventilstation zu installieren und deren Verbindungen zur „Noyau Dur"-Wasserquelle, zum ASG-Behälter und zum Brennstoffbecken herzustellen,
- *über* die Stromverteilung des „Harten Kerns" die Notstromversorgung der verwendeten Aktoren und Sensoren (bestehende und neue) einzurichten,
- die Steuerung und Überwachung der Anlagen vom Kontrollraum aus unter Verwendung der „Noyau Dur"-Leit- und Steuerungsstrukturen zu ermöglichen (basierend auf bestehenden und neu installierten Anlagen). Ein Teil der Anforderungen an die „Noyau Dur"-Leit- und Steuerungstechnik wird in einer separaten Anordnung behandelt (*siehe* Anordnung „Leit- und Steuerungstechnik Noyau Dur").

Diese Anordnung ist in Abbildung 16 dargestellt.

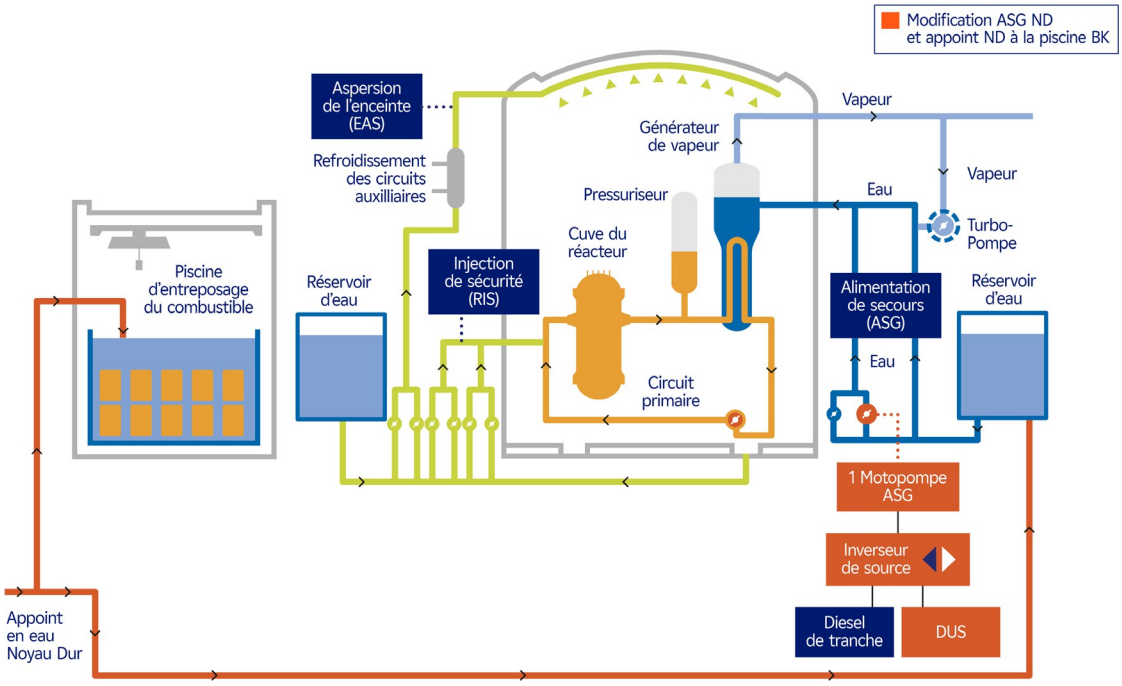


Abbildung 16. Prinzipskizze der ASG-ND-Anordnung und der „Noyau Dur"-Ergänzung für die Reaktor- und Brennelementbecken

Bezeichnung	**Einspritzpumpe an den Dichtungen der Primärpumpenaggregate „Kern“ (PIJ-ND)**
Thema	Sicherheit / Belastungen, Unfälle ohne Kernschmelze
Typologie	Technische Umsetzung
Anwendbarkeit	Allgemein – Lager

Ziel: Kühlung der Dichtungen der Primärpumpen, um die Integrität der zweiten Sicherheitsbarriere zu gewährleisten, sowie Einspeisung von boriertem Wasser bei hohem Druck im Primärkreislauf, um die Reaktivität in „Hard-Core“-Situationen unter Kontrolle zu halten.

Technische Erläuterung: Ziel der Anordnung ist es, eine Notfallmaßnahme zur Einspeisung an den Dichtungen der Primärpumpenaggregate (GMPP) bereits in den ersten Minuten nach Eintritt eines vollständigen Ausfalls der externen Stromversorgung oder einer anderen Störsituation, die die Kühlung der Dichtungen der GMPP beeinträchtigt, umzusetzen, um Folgendes zu ermöglichen:

- die Dichtungen der Primärpumpen zu kühlen, um deren Unversehrtheit in Situationen „Hard Core“,
- boriertes Wasser einzuspritzen, wenn der Primärkreis unter hohem Druck steht, in Situationen „Harter Kern“.

Die vorgeschlagene Maßnahme besteht darin, die für zwei Reaktoren gemeinsame Einspritzpumpe für die Dichtungen der GMPP durch eine für jeden Reaktor eigene „Hard-Core“-Pumpe zu ersetzen. Dieser Austausch erfordert die Anpassung der Leitungen und der zugehörigen Komponenten, sodass für jeden Reaktor ein eigener Kreislauf zur Verfügung steht.

Die Stromversorgung der neuen Pumpe ist in die Stromverteilung „Harter Kern“ integriert und wird durch das Notstromaggregat (DUS) abgesichert. Die Arbeiten umfassen die Verlegung von Rohrleitungen, die Installation der Pumpe und der Ventile, die Aufstellung von Schaltschränken, die Verlegung von Kabeln sowie Anpassungen an der Leittechnik.

Diese Anordnung ist in Abbildung 17 und Abbildung 18 dargestellt.

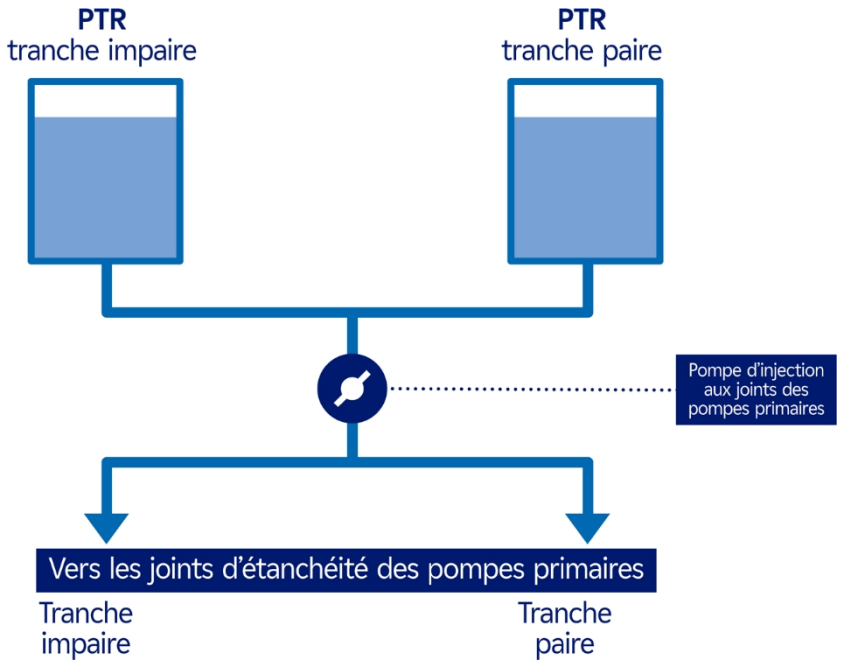


Abbildung 17. Konfiguration vor dem Einbau der Einspritzpumpe an den Dichtungen „Noyau Dur“ (PIJ-ND)

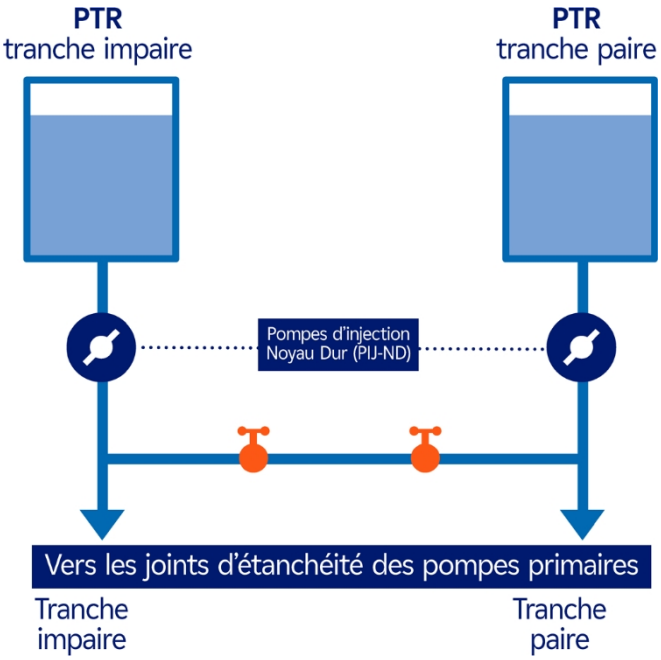


Abbildung 18. Konfiguration mit Injektionspumpen an den „Noyau Dur“-Fugen (PIJ-ND)

Überschrift	**Repräsentative Informationen zur Wirksamkeit der Hochdruckborierung in „Noyau Dur“-Situationen**
Thema	Sicherheit / Einwirkungen, Unfälle ohne Kernschmelze
Typologie	Materielle Anordnung
Anwendbarkeit	Allgemein – Stufensystem

Ziel: Verbesserung der Qualifizierung von Informationen, die die Bewältigung von „Hard Core“-Situationen ermöglichen.

Technische Erläuterung: Die Bestimmung zielt darauf ab, Informationen, die den ordnungsgemäßen Betrieb der Hochdruckborierung durch die Injektionspumpe an den „Noyau Dur“-Dichtungen belegen, gegenüber einem „Noyau Dur“-Erdbeben widerstandsfähig zu machen.

Die vorgeschlagene Bestimmung gliedert sich in drei Teile:

- Durchflussmessungen zur Feststellung, ob eine Hochdruckborierung wirksam ist: Die vorhandenen Sensoren werden bei Bedarf durch Sensoren ersetzt, die gegen das „Noyau Dur“-Erdbeben robust sind,
- Messungen des Druckhalterspiegels (notwendig für den Betrieb, um ein Überfüllen des Primärkreislaufs durch das Injektionssystem zu vermeiden): Die Sensoren werden bei Bedarf durch „Noyau Dur“-erdbebensichere Sensoren ersetzt,
- Analoge Signalverarbeitung und Schaltschränke im Zusammenhang mit den oben genannten Sensoren: Die Erdbebensicherheit der Messketten und Schaltschränke gegenüber einem „Noyau Dur“-Erdbeben wird überprüft. Es werden Maßnahmen ergriffen, um die zum „Noyau Dur“ gehörenden Elemente dieser Ketten elektrisch von den übrigen zu trennen.

Bezeichnung	**Erkennung eines vollständigen Ausfalls der Kühlquelle (H1), robust gegenüber Erdbeben des Typs „Noyau Dur“**
Thema	Sicherheit / Störfälle, Unfälle mit und ohne Kernschmelze, Brennelementbecken
Typologie	Materielle Bestimmungen
Anwendbarkeit	Allgemein Stufe

Ziel: Gewährleistung der Erkennung von Unfallsituationen mit vollständigem Verlust der Kühlquelle infolge eines „Hard-Core“-Erdbebens vom Kontrollraum aus.

Technische Erläuterung: Ziel der Bestimmung ist es, dem Bediener im Kontrollraum die für eine Situation des vollständigen Verlusts der Kühlquelle (sogenannte „H1“-Situation) relevanten Informationen zur Verfügung zu stellen, damit er im Falle einer
„Noyau Dur“-Situation die Leistung zu senken und den Reaktor zu stabilisieren.

Die vorgeschlagene Maßnahme besteht darin, zwei vorhandene Drucksensoren an den Anschlüssen jedes Wärmetauscherpaares der Kaltquelle (SEC) für den Zwischenkühlkreislauf des Reaktors (RRI) durch für ein „Hard-Core“-Erdbeben qualifizierte Geräte zu ersetzen. In einer „Hard-Core“-Situation ist jedes Sensorpaar somit in der Lage, einen ungewöhnlich hohen Druckabfall zu erkennen:

- ungewöhnlich hoher Druckabfall, der auf eine Verstopfung der Wärmetauscher auf der Rohwasserseite hindeutet,
- ein ungewöhnlich niedriger Druck, der auf eine Störung der Pumpen oder des Not-Rohwasserkreislaufs hindeutet.

Die Information zur Einleitung des Betriebszustands „H1“ wird den Bedienern in der Leitwarte *über* einen Alarm bereitgestellt, der auf dem dafür vorgesehenen Bedienpult „Noyau Dur“ eingerichtet ist. Dieser Alarm wird bei gleichzeitigem Ausfall beider Not-Rohwasserleitungen ausgelöst.

Die Datenübertragung zwischen den Sensoren und der Leitwarte erfolgt innerhalb der Steuerungs- und Kontrollanlage „Noyau Dur“. Die bestehende elektrische Architektur wird so angepasst, dass sie an die Stromverteilung „Noyau Dur“ angeschlossen werden kann.

Bezeichnung	**Automatische automatische des Reaktors und Meldung über ein „erheblichen Erdbebens“, robust im „harten Kern“**
Thema	Sicherheit / Angriffe, Unfälle mit und ohne Kernschmelze, Brennelementbecken
Typologie	Materielle Anordnung
Anwendbarkeit	Allgemein Stufe

Ziel: Gewährleistung der automatischen Abschaltung des Reaktors im Falle eines Erdbebens der Stufe „Noyau Dur“ und der Weiterleitung der Informationen, die das Auftreten eines „signifikanten“ Erdbebens anzeigen, an den Kontrollraum.

Technische Erläuterung: Die Bestimmung zielt darauf ab, im Falle eines Erdbebens der Stufe „Noyau Dur“ die automatische Abschaltung des Reaktors zu gewährleisten und die Information über das Auftreten eines „signifikanten“ Erdbebens an den Kontrollraum weiterzuleiten. Die vorgeschlagene Bestimmung sieht Folgendes vor:

- die Beschleunigungsmesser, die zur automatischen Abschaltung des Reaktors bei Erschütterungen dienen, durch ein Modell zu ersetzen, das gegen Erdbeben der Stufe „Noyau Dur“ robust ist und keine programmierten elektronischen Bauteile enthält,
- einen neuen Beschleunigungsmesser im Elektroraum zu installieren,
- den neuen Beschleunigungsmesser mit einer für das Erdbeben der Stufe „Noyau Dur“ ausgelegten Stromversorgung auszustatten,
- die Informationen über das Auftreten eines signifikanten Erdbebens und über einen Sensorfehler *über* zwei Leuchtanzeigen an die zusätzliche Anzeige- und Steuertafel im Kontrollraum zu übermitteln.

Bezeichnung	Erdbebensicherung („Noyau Dur“) des Hauptprimärkreislaufs, des Hauptsekundärkreislaufs und der Halterungen für die behördlichen Referenzunterlagen
Thema	Sicherheit / Störfälle, Unfälle mit und ohne Kernschmelze
Typ	Materielle Bestimmung
Anwendbarkeit	Allgemein – Lager

Ziel: Gewährleistung der Erdbebensicherheit des Hauptprimärkreislaufs und des Hauptsekundärkreislaufs gegenüber einem Erdbeben der Kategorie „Noyau Dur“ sowie Gewährleistung der Einhaltung der Kriterien der behördlichen Referenzunterlagen für die Rohrleitungen dieser Kreisläufe.

Technische Erläuterung: Die Anordnung zielt darauf ab, die Erdbebensicherheit des Hauptprimärkreislaufs und des Hauptsekundärkreislaufs (CPP/CSP) im „Noyau Dur“-Szenario zu gewährleisten sowie die Einhaltung der Kriterien der behördlichen Referenzunterlagen (DRR) für die Rohrleitungen des CPP/CSP sicherzustellen.

Die vorgeschlagene Maßnahme besteht darin, die Halterungen der betroffenen Rohrleitungsabschnitte bei Bedarf zu ändern.

Bezeichnung	Widerstandsfähigkeit gegenüber „Noyau Dur“-Lastfällen (einschließlich „Noyau Dur“-Erdbeben)
Thema	Einwirkungen (Erdbeben)
Typ	Bestimmungen zum „harten Kern“, um die von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren
Anwendbarkeit	Generisch, Baugruppe

Ziel: Bestimmte Ausrüstungen, die Teil des „harten Kerns“ sind, robust gegenüber „harten Kern“-Situationen zu machen.

Technische Erläuterung: Als Reaktion auf die Vorschriften [AGR-F] und/oder [ND-C] wird EDF Maßnahmen umsetzen, um bestimmte zum „harten Kern“ gehörende Ausrüstungen widerstandsfähig gegen „harte Kern“-Lastfälle zu machen.

Die vorgeschlagenen Maßnahmen bestehen insbesondere in der Verstärkung von Halterungen oder Verankerungen oder im Austausch von Bauteilen durch solche, die gegenüber „Hard-Core“-Lastfällen widerstandsfähig sind.

Überschrift	Verlegung der Leitungen in boriertem Wasser (RRB) und Ersatz von Messungen des PTR-Behälters
Thema	Sicherheit / Beschädigungen, Unfälle mit und ohne Kernschmelze
Typologie	Materielle Ausstattung
Anwendbarkeit	Allgemein Lager

Ziel: Gewährleistung der Erdbebensicherheit („Noyau Dur“) der in einer „Noyau Dur“-Situation erforderlichen Maßnahmen sowie der Anlagen, die bei Kälte zum Einsatz kommen.

Technische Erläuterung: Die Wasserstandsmessungen im Behälter des Wasseraufbereitungs- und -kühlsystems der Schwimmbecken (PTR) kommen im Störfall bei der automatischen Umschaltung auf den Umwälzbetrieb in den Sumpfbecken des Reaktorgebäudes zum Einsatz, sobald das Wasser aus dem PTR-Behälter in den Reaktor eingeleitet wurde.

Die Bestimmung zielt darauf ab, die Erdbebensicherheit einer der Wasserstandsmessungen im PTR-Behälter, die Teil des „harten Kerns“ ist, bei einem Erdbeben der Kategorie „harter Kern“ zu gewährleisten. Die Bestimmung zielt außerdem darauf ab, die einwandfreie Verfügbarkeit der elektrischen Begleitheizung bestimmter Leitungen im Falle eines Erdbebens während der kalten Jahreszeit sicherzustellen. Insbesondere ermöglicht die Maßnahme, die Betriebsfähigkeit der PTR-Füllstandsmessungen in solchen Belastungssituationen zu gewährleisten, indem jegliches Risiko einer Bor-Kristallisation in den PTR-Wasser führenden Messleitungen vermieden wird. Die vorgeschlagene Maßnahme besteht darin, einen der vier PTR-Füllstandssensoren durch einen als „Noyau Dur“ qualifizierten Sensor zu ersetzen.

Die Maßnahme betrifft auch das Beheizungssystem der borhaltigen Wasserleitungen (RRB): Die Stromversorgung mehrerer Heizkabel wird geändert und einige davon werden ausgetauscht, um deren einwandfreies Funktionieren zu gewährleisten und somit die elektrische Begleitheizung der Leitungen sicherzustellen, die im Falle eines Erdbebens in der kalten Jahreszeit oder einer „Noyau Dur“-Notfallsituation erforderlich ist.

Bezeichnung	Einbau einer analogen Füllstandsmesskette für das Brennelagerbecken, die für den „Noyau Dur“-Zustand ausgelegt ist
Thema	Sicherheit / Brennelementbecken
Typ	Hardware-Konfiguration
Anwendbarkeit	Allgemein Stufe

Ziel: Bereitstellung einer Messung zur Beurteilung des Zustands des Brennelement-Lagerbeckens im „Hard Core“-Zustand, um die Wasserzugabe in das Becken zu steuern.

Technische Erläuterung: Die vorgeschlagene Anordnung besteht in der Installation einer analogen Messanlage, mit der der Füllstand des Brennelement-Lagerbeckens vom normalen Betriebsniveau bis zur Oberkante der gelagerten Brennelemente gemessen werden kann.

Die Informationen zum Wasserstand sowie zur Entleerungsgeschwindigkeit des Brennelement-Lagerbeckens werden in den Kontrollraum weitergeleitet. Die gesamte Messkette ist für das Erdbeben „Noyau Dur“ und für verschlechterte Umgebungsbedingungen im Brennelementgebäude (BK) qualifiziert. Die vorgeschlagene technische Lösung ist ein kabelgeführter Radarsensor, dessen Sonde am Rand des Brennelement-Lagerbeckens auf einer neuen Halterung angebracht wird. Die Elektronik des Sensors ist außerhalb der Halle des Brennelementgebäudes untergebracht, um weniger rauen Umgebungsbedingungen ausgesetzt zu sein.

Die Messwerte werden im Kontrollraum an das „Panel für Signale und Zusatzsteuerungen“ im Rahmen der neuen „Hard-Core“-Leit- und Steuerungskonfiguration weitergeleitet.

Bezeichnung	„Alles-oder-Nichts“-Füllstandsmessungen im Lagerbecken des Reaktorgebäudes
Thema	Sicherheit / Belastungen, Unfälle ohne Kernschmelze, Brennelementbecken
Typ	Technische Ausstattung
Anwendbarkeit	Allgemein, Stufung

Ziel: Bereitstellung der erforderlichen Maßnahmen zur Durchführung eines Szenarios zum Kühlverlust im Lagerbecken des Reaktorgebäudes im „Hard Core“-Zustand.

Technische Erläuterung: Die vorgeschlagene Anordnung zielt darauf ab, die „Alles-oder-Nichts“-Messkette für den Wasserstand im Reaktorgebäude-Becken (BR) gegenüber „Hard-Core“-Situationen robust zu gestalten. Diese Maßnahme kommt im „Hard-Core“-Betrieb im Stillstand zum Einsatz, falls es zu einem Kühlverlust im Reaktorgebäude-Becken kommt.

Der vorhandene Wasserstandssensor mit drei Schwellenwerten ist nach Überprüfung in seinem aktuellen Zustand qualifiziert. Er wird an die „Hard-Core“-Leittechnik angeschlossen, um die Informationen an die Leitwarte, an die „Hard-Core“-Anzeige- und Zusatzsteuertafel, weiterzuleiten.

Bezeichnung	Dampfablass im Zustand „Noyau Dur“
Thema	Sicherheit / Brennstoffbecken
Typ	Materielle Auslegung
Anwendbarkeit	Allgemein für das Palier

Ziel: Vermeidung eines Druckaufbaus in Gebäuden durch Dampf, der beim möglichen Überkochen der Brennstoffbecken entsteht, für „Hard-Core“-Situationen, die im Zustand „Abgeschaltet zur Wiederaufladung“ auftreten.

Technische Erläuterung: Für „Hard-Core“-Situationen im Stillstand zum Brennelementwechsel sieht EDF vor, die Restleistung der Brennelemente abzuleiten, indem das Wasserbecken des Reaktorgebäudes (BR) durch Schwerkraft aus dem Brennelementlagerbecken *über* das in dieser Konfiguration geöffnete Übertragungsrohr aufgefüllt wird (*siehe* Bestimmung *„Nachfüllung ‚Harter Kern‘ in die Becken der Reaktor- und Brennelementgebäude“)*. Um einen Druckaufbau in den Gebäuden durch den Dampf zu vermeiden, der durch ein mögliches Überkochen der Becken entstehen könnte, werden eine Schleuse im Reaktorgebäude und eine Entlüftungsöffnung im Brennstoffgebäude geöffnet. Anschließend ist eine Rückkehr zur Kühlung durch die mobile Kühlanlage *„PTR* bis“ vorgesehen, die von der FARN vor Ort bereitgestellt wird. Dies ermöglicht nach einer entsprechenden Leitungsanbindung sowohl die Kühlung des Brennelement-Lagerbeckens als auch des Reaktorgebäudebeckens, wodurch das Sieden letztendlich gestoppt wird und im Reaktorgebäude sowie im Brennelementgebäude wieder normale Bedingungen hergestellt werden können.

Die vorgeschlagene Maßnahme besteht darin, den Einsatzkräften vor Ort eine Vorrichtung zur Aufrechterhaltung der Öffnung der Schleuse des Reaktorgebäudes auf der Ebene 0 Meter zur Verfügung zu stellen, um ein unbeabsichtigtes Wiederverschließen der Schleuse zu verhindern.

Titel	Schutzmaßnahmen gegen den Tornado „Noyau Dur“
Thema	Sicherheit / Übergriffe
Typologie	Materielle Bestimmungen
Anwendbarkeit	Allgemein – Stufe

Ziel: Gewährleistung der Widerstandsfähigkeit der Anlage gegenüber einem Tornado der Stufe „Noyau Dur“.

Technische Erläuterung: Der „harte Kern“ muss gegen einen Tornado der Stufe „harter Kern“ (Stufe EF3 auf der Fujita-Skala für das Kernkraftwerk Blayais) widerstandsfähig sein. Dies beinhaltet den Schutz der Strukturen, Systeme und Komponenten (SSC) des „harten Kerns“ vor den direkten Auswirkungen des Tornados „Noyau Dur“ (z. B. windbedingter dynamischer Druck, Unterdruck, der zu einer Beschädigung der Lüftungskanäle führen kann) oder indirekter Auswirkungen (herumfliegende Gegenstände) des Tornados.

Die vorgeschlagene Maßnahme besteht darin:

- physische Schutzvorrichtungen anzubringen,
- bzw. die anfälligen Strukturen, Systeme und Komponenten (SSC) des „harten Kerns“ zu verstärken.

Die Art der Schutzmaßnahmen wird an jeden SSC-Typ angepasst. Die wichtigsten Schutzmaßnahmen werden außerhalb der Räumlichkeiten umgesetzt und bestehen in der Anbringung von metallischen Schutzkonstruktionen (verstärkte Gitter, Stahlnetze, Stahlkonstruktionen, Gitterroste u. Ä.) vor den zu schützenden

zu schützenden „Hard Core"-Einrichtungen (Teile von Rohrleitungen, Kabelkanälen oder Ähnliches), insbesondere den Behälter des Wasseraufbereitungs- und -kühlsystems der Schwimmbecken und das Brennstofflager.

Diese Anordnung ist unten in Abbildung 19 dargestellt

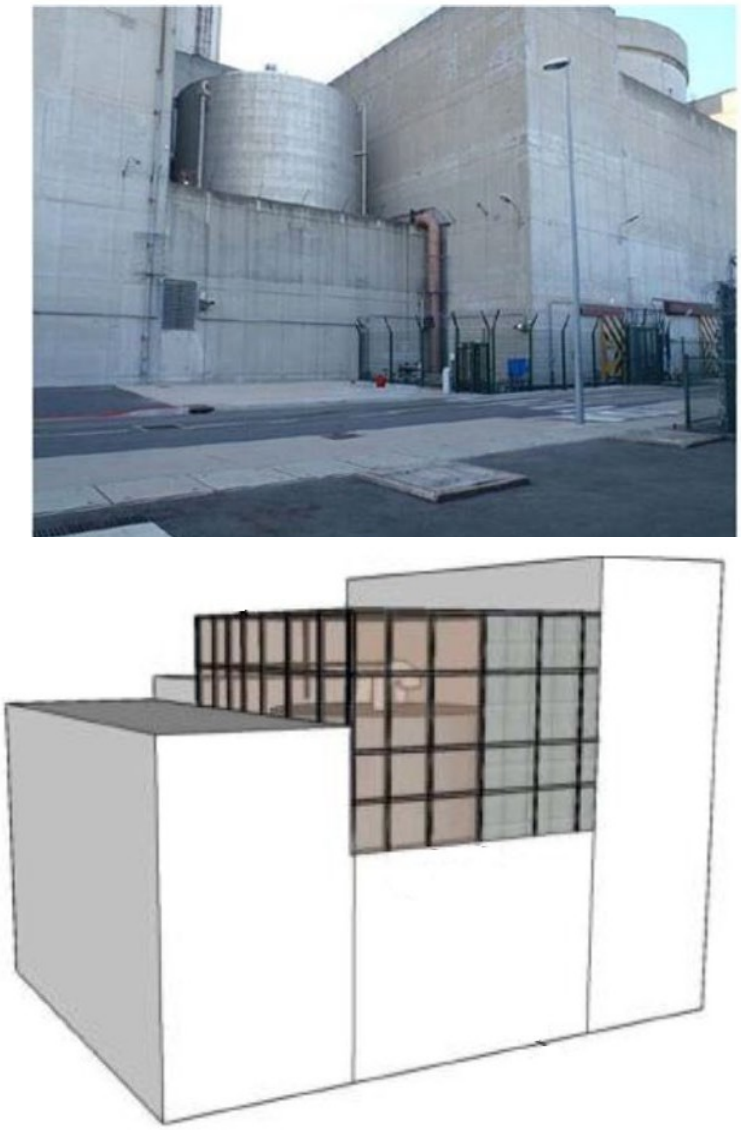


Abbildung 19. Schutz des „harten Kerns" vor Tornados:
Foto der aktuellen Anlage – Beispiel Reaktor Nr. 1 des Kernkraftwerks Tricastin und Darstellung der vorgeschlagenen Anordnung in Form von „verstärkten Gittern" um die zylindrische PTR-Abdeckung.

Überschrift	**220-V-Steckdosen im Kontrollraum, die durch das DUS mit Notstrom versorgt werden**
Thema	Sicherheit / Einwirkungen, Unfälle mit und ohne Kernschmelze, Einwirkungen, Brennelementbecken
Typologie	Materielle Anordnung
Anwendbarkeit	Allgemein, Stufig

Ziel: Die Stromversorgung verschiedener Geräte zu gewährleisten, die für das Krisenmanagement nützlich sind.

Technische Erläuterung: Der Notstromdiesel (DUS) stellt nun eine zusätzliche Stromquelle an den EDF-Standorten dar. Die Maßnahme zielt darauf ab, den Notstromdiesel (DUS) zu nutzen, um die Stromversorgung verschiedener für das Krisenmanagement nützlicher Geräte mit 220 V zu ermöglichen (insbesondere: Telekommunikationsgeräte, persönliche oder kollektive Schutzausrüstung).

Die vorgeschlagene Maßnahme besteht darin, in der Nähe des Reaktor-Kontrollraums neue 220-V-Steckdosen zu installieren, die durch den Notstromdiesel (DUS) abgesichert sind, einschließlich der Installation von Stromabzweigungen, Stromumwandlungsanlagen, Unterverteilungsanlagen (Stromverteilung und -schutz) sowie der erforderlichen Anschlüsse (Steckdosenkästen).

Bezeichnung	Lokales Krisenzentrum (CCL)
Thema	Sicherheit / Angriffe, Unfälle mit und ohne Kernschmelze, Brennelementebecken
Typologie	Materielle Ausstattung
Anwendbarkeit	Allgemein, Reaktorstufe

Ziel: Stärkung der Krisenbewältigungsmaßnahmen, um dem Betreiber die langfristige Bewältigung einer schweren Krise (insbesondere einer Krise, die mehrere Reaktoren betrifft) zu ermöglichen.

Technische Erläuterung: Im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren schlägt EDF vor, die Krisenbewältigungsmaßnahmen durch den Bau eines neuen lokalen Krisenzentrums (CCL) an jedem Standort zu verstärken, damit der Betreiber des Standorts eine schwerwiegende Krise (insbesondere ein Krisenmanagement, das mehrere Reaktoren betrifft) langfristig bewältigen kann. Dieses Gebäude gewährleistet im Krisenfall eine angemessene Zugänglichkeit, Autonomie und Bewohnbarkeit. Es ist so ausgelegt, dass es den für den „harten Kern" festgelegten äußeren Einwirkungen standhält.

Das CCL schützt seine Insassen vor radioaktiver Strahlung von außen und innen (aufgrund von Kontamination) sowie vor chemischen Gefahren. Es verfügt über:

- einen passiven Schutz und ein Filtersystem, das den Gehalt an Kontaminations- und Strahlungsquellen reduziert und für den Fall eines Unfalls mit vollständiger Kernschmelze in einem Reaktor des Standorts ausgelegt ist,
- einer Dekontaminationszone, die es ermöglicht, die dosimetrischen Bedingungen im Inneren des CCL nicht zu verschlechtern, falls die äußere Umgebung besonders kontaminiert sein sollte,
- über eine autonome Stromversorgung, die durch ein Notstromaggregat und Batterien gewährleistet wird,
- einer Stromversorgung des CCL von außen durch die „Force d'Action Rapide du Nucléaire" (FARN),
- einer automatischen Weiterleitung der für das Krisenmanagement erforderlichen Informationen für alle Reaktoren des Standorts.

Was den letzten Punkt betrifft, so werden Weiterentwicklungen der IT-Netzwerkarchitektur der Standorte sowie die Einrichtung einer computergestützten Überwachungsarchitektur den Krisenstabmitarbeitern den Zugriff auf die Standortdaten sowie die Einrichtung der entsprechenden Anzeigetafeln ermöglichen.

Sollte die automatische Übermittlung der Informationen nicht mehr gewährleistet sein, sieht die Bestimmung andere technische Mittel und organisatorische Vorkehrungen vor, die die Weiterleitung der für das Krisenmanagement erforderlichen Daten ermöglichen.

Titel	Langfristige Kühlung des Kontrollraums
Thema	Sicherheit / Angriffe, Unfälle mit und ohne Kernschmelze, BK-Becken
Typologie	In der Studie untersuchte Anordnung
Anwendbarkeit	Allgemein Lager

Ziel: Langfristige Gewährleistung der Kühlung des Kontrollraums in einer Situation „Hard Core“.

Technische Erläuterung: Es werden Untersuchungen zu den Temperaturbedingungen im Elektroraum und insbesondere im Kontrollraum mittel- und langfristig in „Hard-Core“-Situationen mit einem langanhaltenden Ausfall der normalen Kühlung (Ausfall der Kältequelle) durchgeführt.

Es wird eine Maßnahme geprüft, um die Temperatur in den sensiblen Räumen zu kontrollieren und die Betriebsbedingungen im Kontrollraum zu verbessern. Die geplante Maßnahme besteht darin, eine Luftkühlung für das Kühlwasser der Raumlüftung im Elektroraum hinzuzufügen.



Abbildung 20. Kontrollraum eines 900-MWe-Reaktors

3.1.2.5.2. Weitere Maßnahme

Die folgende Maßnahme betrifft mehrere Sicherheitsziele.

Bezeichnung	Zugänglichkeit für Einsatzkräfte im Störfall zur Durchführung von Maßnahmen vor Ort
Thema	Sicherheit / Angriffe, Unfälle mit und ohne Kernschmelze
Typologie	Materielle Maßnahmen und derzeit geprüfte Maßnahmen im Anschluss an Studien als Reaktion auf die von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren
Geltungsbereich	Generisch, Reaktorstufe

Ziel: Überprüfung der tatsächlichen Fähigkeit des Betriebspersonals, die Räumlichkeiten zu betreten und dort die im Nachweis der nuklearen Sicherheit geforderten Betriebsmaßnahmen im Falle eines Unfalls, eines Unfalls mit Kernschmelze oder eines Angriffs durchzuführen.

Technische Erläuterung: Die im Rahmen der Vorschrift [FOH-B] durchgeführte Zugänglichkeitsanalyse besteht darin, die Fähigkeit der Betreiber zu überprüfen, die Räumlichkeiten zu betreten und dort die im Nachweis der nuklearen Sicherheit berücksichtigten Betriebsmaßnahmen durchzuführen. Die Analyse berücksichtigt insbesondere die Entwicklung der Umgebungsbedingungen (Hitze, Überschwemmung, Strahlungsbelastung usw.) in den Räumlichkeiten, die die Durchführung der vor Ort von den Einsatzkräften durchzuführenden Maßnahmen beeinträchtigen könnten und die auf Unfälle ohne Kernschmelze, mit Kernschmelze oder auch auf interne Störfälle (Brand, Überschwemmung usw.) zurückzuführen sind.

Die Analysen haben ergeben, dass bestimmte Ventile des Hochdruck-Simultaneinspritzsystems (RIS-RCV) unter bestimmten Unfallsituationen aufgrund der dort herrschenden radiologischen und thermischen Umgebungsbedingungen möglicherweise nicht mehr vor Ort betätigt werden können.

Ziel der vorgeschlagenen Maßnahme ist es, die Betätigung dieser Ventile vom Elektroraum aus zu ermöglichen. Diese Ventile werden über Schaltschränke mit Strom versorgt, an die Selbstüberwachungszellen (bereits vorhandene Vorrichtungen) angeschlossen werden können, um die Ventile fernzusteuern. Betroffen sind drei Ventile: ein Ventil am chemischen und volumetrischen Kontrollsystem (RCV) sowie zwei Ventile am Sicherheitsinjektionssystem (RIS). Für eines dieser beiden Ventile wird ein Adapter bereitgestellt, um den Anschluss der Selbstüberwachungszelle an den Schaltschrank zu gewährleisten. Die Sammlung der Maßnahmenblätter vor Ort wird aktualisiert, um darauf hinzuweisen, dass die Betätigung dieser Ventile vom Schaltschrank aus erfolgen muss.

Die Betriebsdokumentation wird ebenfalls angepasst, damit der Betreiber die Risiken im Zusammenhang mit der Umgebungsatmosphäre in den Räumlichkeiten oder auf dem Weg zu den Einsatzräumen bewältigen kann.

Die Maßnahme zielt zudem darauf ab, die Einrichtung des Lokalen Krisenzentrums (CCL) und die Belüftungsanordnung des Elektroraums zu nutzen, um die Kompaktheit und damit die Abschottung der Überlebensinsel (die den Kontrollraum enthält) zu verbessern, indem die Belüftung von Nebenräumen, die vom Kontrollraum entfernt sind – insbesondere bei den geraden Reaktoren – getrennt wird. Für diese Räume sieht die Maßnahme vor, sie endgültig von der Belüftung der Überlebensinsel zu trennen und an ein anderes Belüftungssystem anzuschließen. Die Maßnahme umfasst die Änderung bestimmter Abschnitte der Lüftungskanäle und der zugehörigen Ausrüstung.

3.2. Maßnahmen bezüglich der „Nachteile“

Dieser Teil der regelmäßigen Überprüfung betrifft die Beherrschung der Nachteile, die die Anlage im Normalbetrieb aufgrund von Wasserentnahmen, Ableitungen, Abfällen sowie der von ihr möglicherweise verursachten Belästigungen (Lärm, Vibrationen, Gerüche oder Staubemissionen) mit sich bringt.

Gemäß den gesetzlichen Anforderungen umfasst der Abschnitt „Nachteile“ der Überprüfung:

- zum einen eine Bestandsaufnahme hinsichtlich der Konformität der Anlage mit den geltenden Vorschriften sowie eine Auswertung der Betriebserfahrungen der letzten zehn Jahre,
- andererseits eine aktualisierte Bewertung der Beeinträchtigungen, die die Anlage im Normalbetrieb für Gesundheit und Umwelt mit sich bringt.

In Anlage Nr. 1 der Unterlagen zur öffentlichen Anhörung wird der Inhalt des Abschnitts „Nachteile“ näher aus, insbesondere bestimmte Maßnahmen, die seit der letzten Überprüfung bereits umgesetzt wurden.

3.3. Bestimmungen zur langfristigen Aufrechterhaltung der Anlagen

Für den langfristigen Erhalt der Anlagen sieht das Industrieprogramm von EDF Folgendes vor:

- den Nachweis zu erbringen, dass nicht austauschbare Komponenten auch nach 40 Jahren noch funktionsfähig sind (Reaktordruckbehälter und Sicherheitsbehälter),
- nachzuweisen, dass austauschbare Komponenten nach 40 Jahren ihre Funktion weiterhin erfüllen können, oder sie entweder zu ersetzen oder zu sanieren,
- nachzuweisen, dass die Qualifikation der betreffenden mechanischen und elektrischen Komponenten weiterhin gegeben ist, oder gegebenenfalls entweder deren Austausch oder deren Sanierung vorzunehmen.

EDF schlägt folgende Bestimmung bezüglich der langfristigen Aufrechterhaltung der Anlagen vor.

Überschrift	**Aufrechterhaltung der Eignung unter Unfallbedingungen der KRT-Kette mit hoher Gamma-Strahlung im Reaktorgebäude**
Thema	Aufrechterhaltung der Eignung
Typologie	Sachliche Regelung
Anwendbarkeit	Allgemeine Bestimmung

Ziel: Sicherstellung der Eignung einer Aktivitätsmesskette im Reaktorgebäude unter Unfallbedingungen über einen Betriebszeitraum von mehr als 40 Jahren hinaus.

Technische Erläuterung: Die Messkette zur Überwachung der „hohen Gamma-Strahlung“ im Reaktorgebäude (die zum KRT-System zur Überwachung der Reaktorradioaktivität gehört) ermöglicht es, die Gamma-Dosisleistung in der Luft des Reaktorgebäudes ab Beginn eines Unfalls zu messen und deren Entwicklung zu verfolgen. Die Maßnahme zielt darauf ab, die Eignung dieser Messkette für Unfallbedingungen auch nach mehr als 40 Betriebsjahren sicherzustellen.

Die vorgeschlagene Maßnahme besteht darin, bestimmte Komponenten zu ersetzen, bei denen die Aufrechterhaltung der Eignung nicht nachgewiesen werden kann: Messkasten, Anschlusskasten sowie das digitale Iktometer[8].

8 Ein Iktometer ist ein Messgerät für ionisierende Strahlung.



4. Annexe 1 : Liste des dispositions proposées par l'exploitant

EDF-Kernkraftwerk Le Blayais, Gironde
© Copyright EDF – Yohan Espiaube

Dieser Anhang listet die vom Betreiber vorgeschlagenen und in §3 näher ausgeführten Bestimmungen auf.

Wortlaut der Bestimmung
Bestimmungen zum Thema Risiken (§3.1)
Bestimmungen zur Konformität der Anlage (§3.1.1)
Umgang mit dem außergewöhnlichen Vorfall bei der Herstellung von MOX-Brennstäben
Bestimmungen zu Unfällen ohne Kernschmelze (§3.1.2.1)
Druckanstieg in den Borwasser-Akkumulatoren des Sicherheitsinjektionssystems
Erweiterung des Nachweises der nuklearen Sicherheit in Bezug auf Unfälle
Begrenzung der Bewegungen der Regelstäbe der Gruppe „R“
Überprüfung der Knickgrenze der Gitter einer Brennelementkassette
Erweiterung der Studien im ergänzenden Bereich
Einbau einer Entnahmevorrichtung für das Primärmedium im Stillstandszustand hinter dem CEPP-Wärmetauscher (Dichtkreislauf der Primärpumpen)
Einbau eines Entnahmestutzens am Doppelmantel der RIS- und EAS-Kreisläufe
Bestimmungen zu Belastungen (§3.1.2.2)
Erweiterung des Nachweises der nuklearen Sicherheit in Bezug auf Belastungen
Verringerung der Wärmebelastungen
Verbesserung der Robustheit der Anlage gegenüber Brandgefahren
Schutz des Brennelement-Lagerbeckens vor Brandgefahr
Verbesserung der Verfügbarkeit des Systems zur Ableitung der Restleistung aus dem Sicherheitsbehälter „Noyau Dur“ (EAS-ND) und Erhöhung der Zuverlässigkeit der Stromverteilung
Schutz sensibler Räume vor dem Ausfall ortsfester Sprinkleranlagen im Brandfall
Verhinderung des Eindringens von Luft in das Abgasbehandlungssystem für wasserstoffhaltige Abgase
Einbau einer Anschlussmanschette am Gasspeichersystem
Verhinderung der Explosionsgefahr in den Batterieräumen
Schutz der Rohrleitungen im Reaktorblock vor Explosionen
Funktionsanalysen zur nuklearen Sicherheit im Hinblick auf interne Explosionen und Risikoprävention im Reaktorgebäude
Zusätzliche Schutzmaßnahmen gegen interne Explosionen
Vollständiger Ausfall der Stromversorgung bei „Grand Chaud“-Situationen
Schutz vor Tornados (Gitter)
Bestimmungen zum Brennstofflagerbecken „BK“ (§3.1.2.3)
Brandschutzwand zwischen den beiden Kühlpumpen des BK-Beckens
Ergänzende Untersuchungen zur Sicherheit der Becken im Reaktorgebäude (BR) und im Brennstoffgebäude (BK)

Rückkehr in einen Zustand ohne Sieden im BK-Becken nach einem Unfall oder einer Störung
Vorschriften für Unfälle mit Kernschmelze (§3.1.2.4)
Erweiterung des Nachweises der nuklearen Sicherheit in Bezug auf Unfälle mit Kernschmelze
Ersatz bestehender, für den Kernschmelzunfall nicht qualifizierter Ausrüstungen
Fest installierte Anlagen zur Aufbereitung von kontaminiertem Wasser im Reaktorgebäude und mobile Module zur Aufbereitung von kontaminiertem Wasser
Einrichtung einer Einspeiseleitung und einer mobilen Anlage als Ersatz für die EAS-ND-Anlage
Rückführung der Abwässer aus dem Brennelementgebäude in das Reaktorgebäude
Einrichtung einer Wasserstandsmessung in den Sammelbecken des Reaktorgebäudes
Notstromversorgung für die Erkennung eines Behälterdurchbruchs durch das DUS und Einrichtung einer Corium-Ausbreitungserkennung im Kerninstrumentierungsraum (RIC)
Verstärkung der Wände zwischen dem internen Kerninstrumentierungsraum und dem Bereich der Sumpfbecken des Reaktorgebäudes
Zusätzliche Wassereinspeisung zusätzlich zu der des PTR
Schutz der Komponenten der „Breitband“-Messkette für den Druck im Sicherheitsbehälter, die sich in den wichtigsten elektrischen Räumen des Sicherheitspfads B befinden
Verdickung der Fundamentplatte des Reaktorgebäudes
Einbau von Körben mit Dinatriumtetraborat-Decahydrat in die Sumpfbecken des Reaktorgebäudes

Sicherheitsmaßnahmen mit mehreren Sicherheitszielen (§3.1.2.5)
Maßnahmen für den „harten Kern“ (§3.1.2.5.1)
„Hard Core“-Leitung
Leit- und Steuerungssystem „Hard Core“
Notstromversorgung der „Hard-Core“-Dampferzeuger (ASG-ND) und „Hard-Core“-Nachspeisung der BR- und BK-Becken
Einspritzpumpe an den Dichtungen der Primärpumpenaggregate „Hard Core“ (PIJ-ND)
Repräsentative Angaben zur Wirksamkeit der Hochdruckborierung in „Hard-Core“-Situationen
Erkennung einer Situation mit vollständigem Verlust der Kühlquelle (H1), erdbebensicher im „Harten Kern“-Betrieb
Automatische Reaktorabschaltung und Meldung eines „signifikanten Erdbebens“, robust gegenüber „Hard Core“-Situationen
Erhöhung der Erdbebensicherheit des Hauptprimärkreislaufs, des Hauptsekundärkreislaufs und der DRR-Unterlagen („Dossiers de Référence Réglementaire“) im „Hard-Core“-Szenario
Robustheit gegenüber „Hard-Core“-Lastfällen (einschließlich „Hard-Core“-Erdbeben)
Verlegung von Leitungen für boriertes Wasser (RRB) und Austausch der Füllstandsmessungen der PTR-Wanne
Hinzufügung einer analogen Füllstandsmesskette für das Brennelagerbecken, die gegen „Hard Core“-Ereignisse robust ist
„Alles-oder-Nichts“-Füllstandsmessungen im BR-Becken
Dampfablass im „Hard-Core“-Szenario
Schutzvorrichtungen gegen Tornados im „Hard-Core“-Fall
220-V-Steckdosen im Kontrollraum, die durch das DUS mit Notstrom versorgt werden
Lokales Krisenzentrum (CCL)
Langzeitkühlung des Kontrollraums
Weitere Bestimmung (§ 3.1.2.5.2)
Erreichbarkeit der Einsatzkräfte bei Unfällen für Maßnahmen vor Ort
Bestimmungen zum Thema Nachteile (§3.2)
Bestimmungen zur Fortführung des Betriebs nach 40 Jahren (§3.3)
Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen der KRT-Kette mit hohem Gamma-Fluss BR



5. Annexe 2 : Vues d'ensemble

EDF-Kernkraftwerk Blayais, Gironde Copyright EDF – Yohan Espiaube

Dieser Anhang veranschaulicht die wichtigsten Gebäude eines Kernkraftwerks, die Funktionsprinzipien eines Kernreaktors und die wichtigsten Systeme.

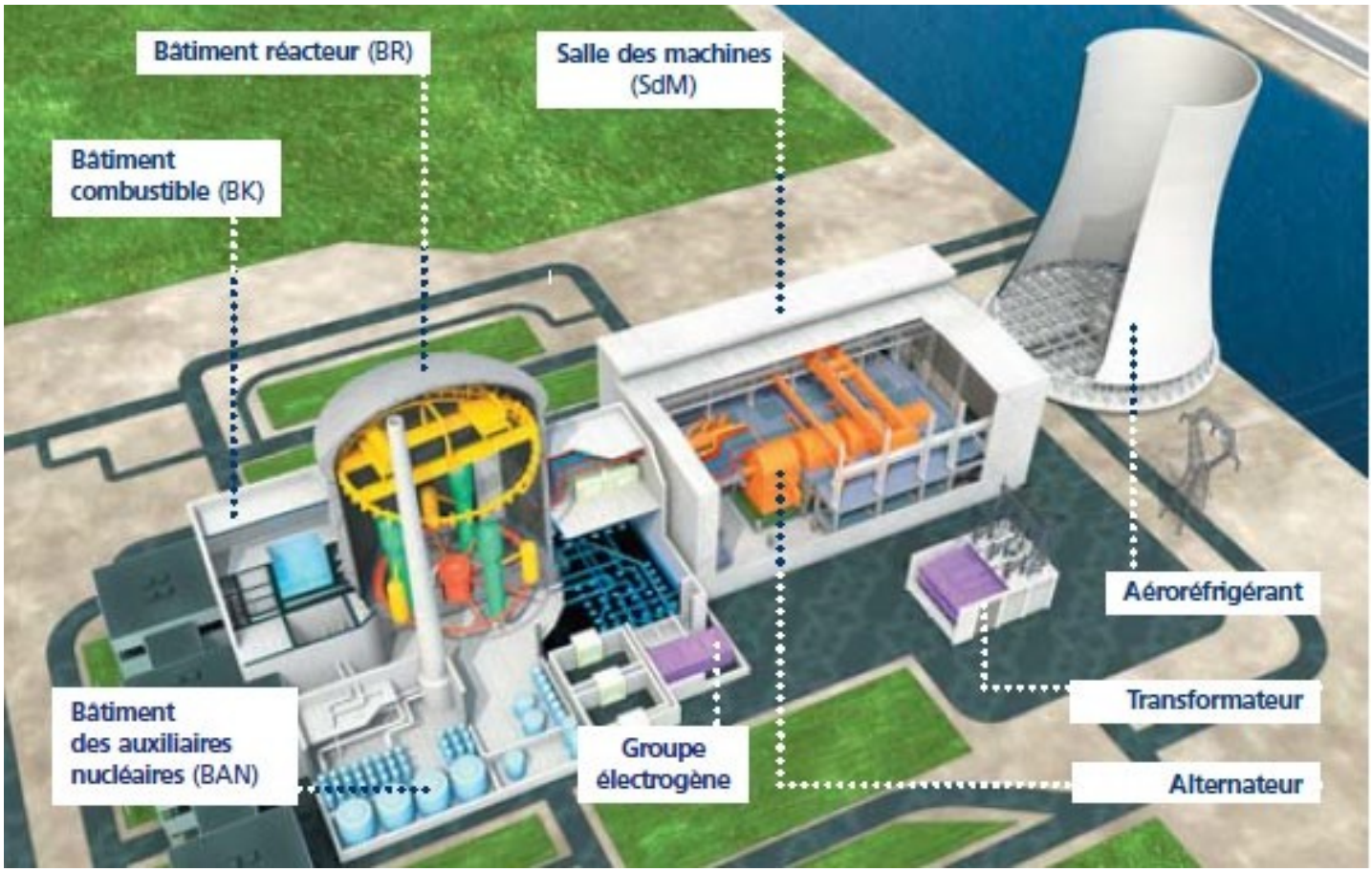


Abbildung 21. Anordnung der wichtigsten Gebäude eines Kernkraftwerks

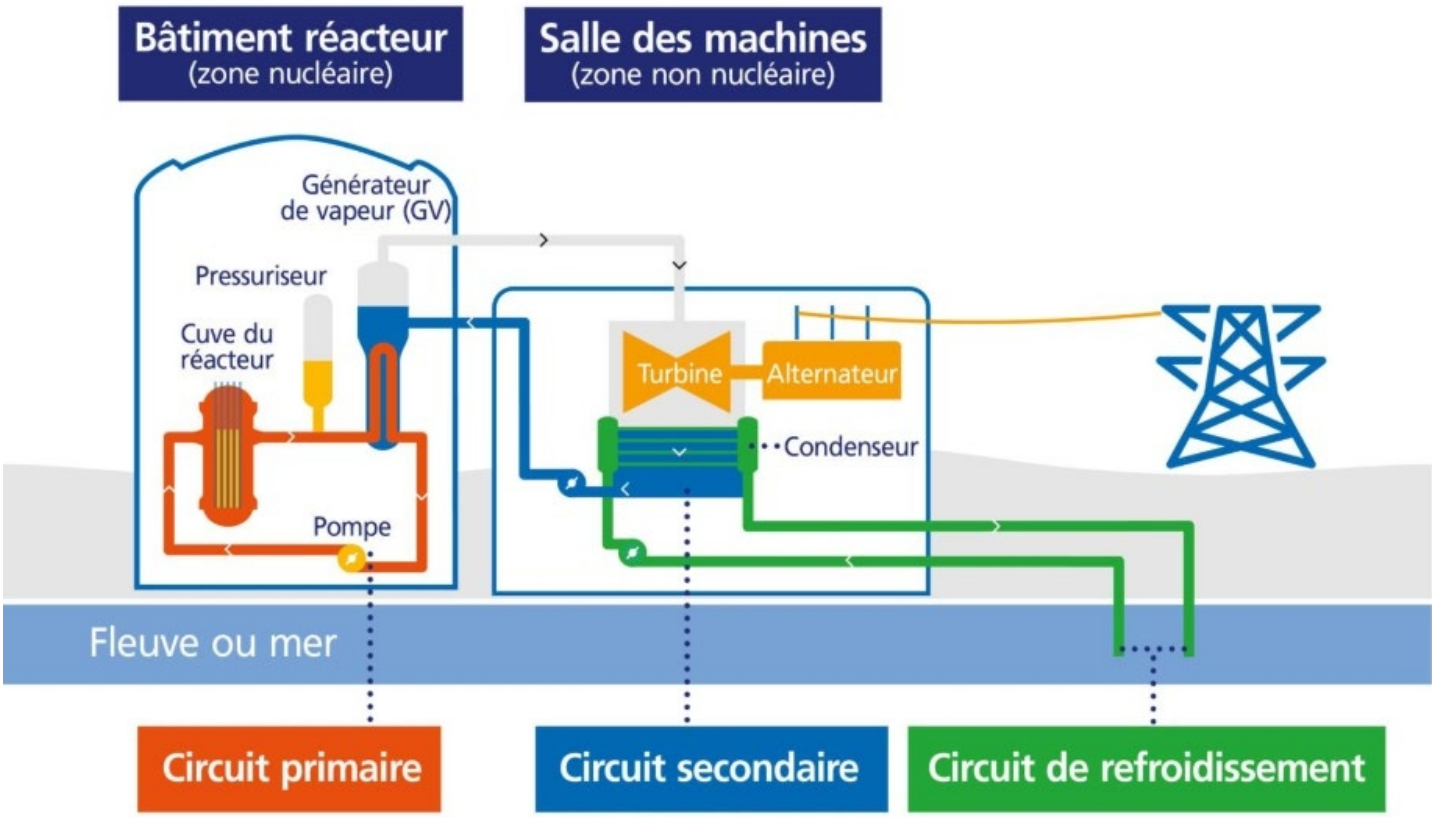


Abbildung 22. Funktionsprinzipien eines Kernkraftwerks ohne Luftkühlung

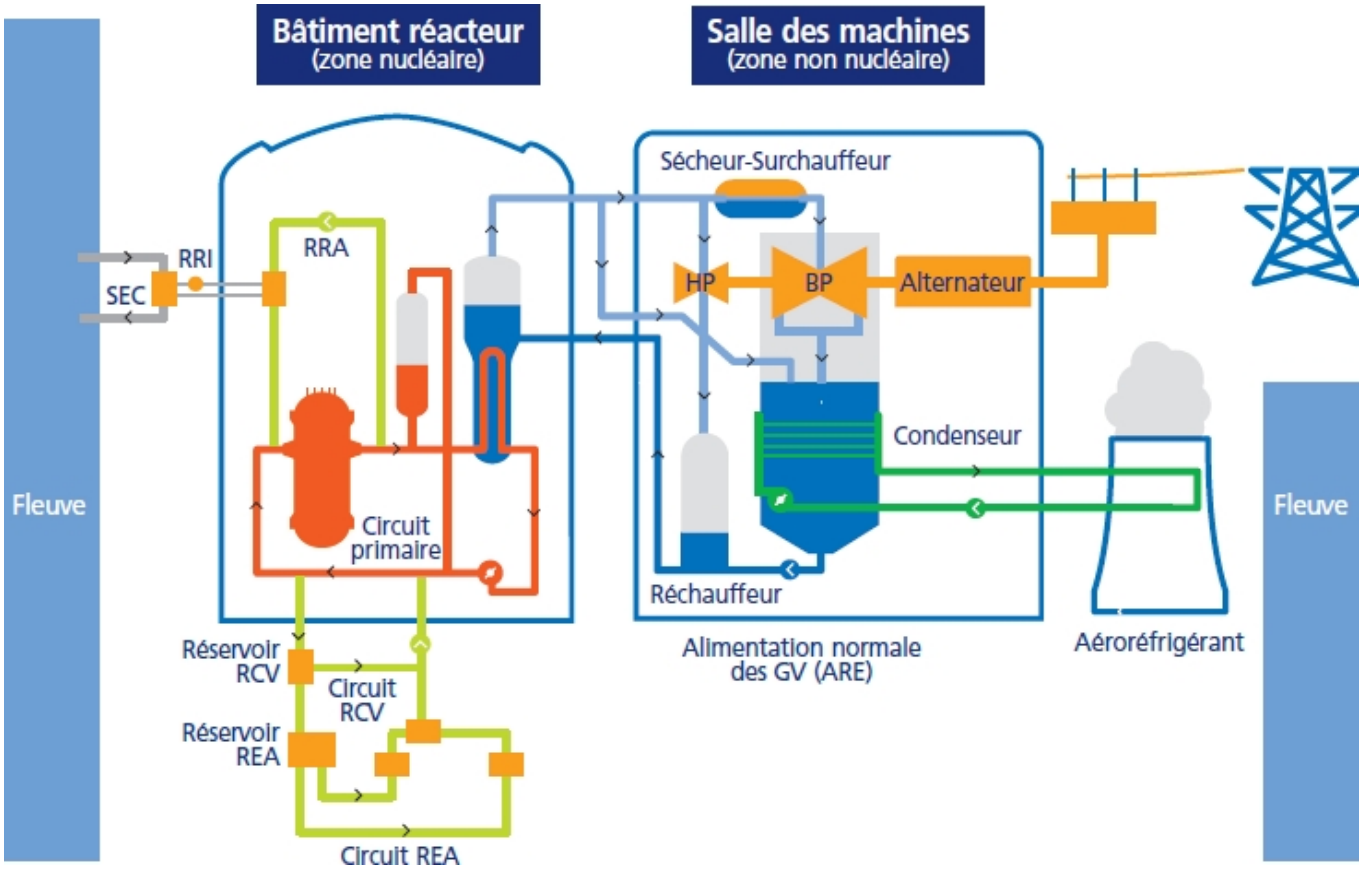


Abbildung 23. Schema eines Reaktors im Normalbetrieb: wichtigste Nebenkreisläufe

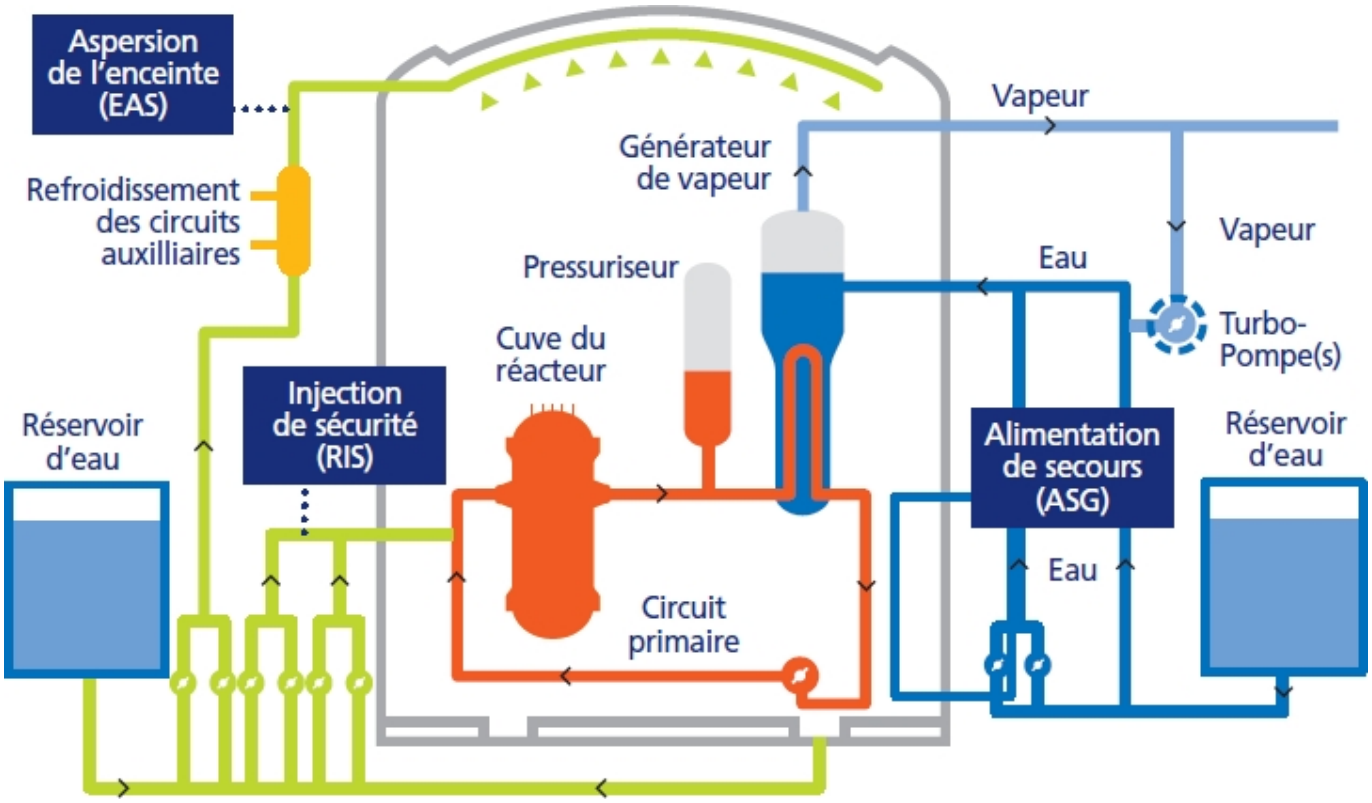


Abbildung 24. Schema der Sicherheitssysteme: 3 Hauptkreisläufe (ASG, RIS, EAS)



DOCUMENT

2

RAPPORT COMPORTANT LES CONCLUSIONS DU RÉEXAMEN PÉRIODIQUE (RCR) DU RÉACTEUR N°2

Enquête publique concernant le rapport du du 4e réexamen périodique

CENTRALE NUCLÉAIRE DU BLAYAIS - RÉACTEUR N°2

INHALTSVERZEICHNIS

EINLEITUNG ____ **3**

TEIL I – RISIKEN ____ **12**

KAPITEL 1: KONFORMITÄT ____ **14**

ABSCHNITT 0: BEHEBUNG VON ABWEICHUNGEN MIT AUSWIRKUNGEN AUF DIE SICHERHEIT 16
ABSCHNITT 1: KONFORMITÄTSPRÜFUNG....21
ABSCHNITT 2: PROGRAMM FÜR ERGÄNZENDE UNTERSUCHUNGEN (PIC)....34
ABSCHNITT 3: BEHANDLUNG VON SICHERHEITSBEDEUTENDEN EREIGNISSEN (ESS) DER STUFE 1 ODER HÖHER AUF DER INES-SKALA SOWIE VON UMWELTBEDEUTENDEN EREIGNISSEN (ESE) IM ZUSAMMENHANG MIT DER FLÜSSIGKEITS-EINDÄMMUNG 38
ABSCHNITT 4: ÜBERPRÜFUNG DER KONFORMITÄT DER SYSTEME 43

KAPITEL 2: NEUBEWERTUNG ____ **57**

ABSCHNITT 1: UNFÄLLE OHNE HERZVERSCHLUSS 59
ABSCHNITT 2: TÄTIGKEITEN 88
ABSCHNITT 3: BRENNBARES SCHWIMMBAD....167
ABSCHNITT 4: UNFÄLLE MIT KERNSCHMELZE....180
ABSCHNITT 5: KONVENTIONELLE RISIKEN....199
ABSCHNITT 6: QUERSCHNITTSSTUDIEN....205
ABSCHNITT 7: BEITRAG DER KERNGRUPPE ZU DEN ZIELEN DER ÜBERPRÜFUNG....217

TEIL II – NACHTEILE ____ **246**

KAPITEL 1: KONFORMITÄT ____ **248**

KAPITEL 2: NEUBEWERTUNG ____ **300**

TEIL III – WEITERBETRIEB NACH 40 JAHREN ____ **320**

ABSCHNITT 1: BEWÄLTIGUNG VON ALTERUNG UND VERALTUNG....321
ABSCHNITT 2: KONTROLLE DER QUALIFIZIERUNG DER MQCA....337

SCHLUSSFOLGERUNG ____ **350**

ANHANG ____ **353**

GLOSSAR ____ **369**

EINLEITUNG

Die vierte zehnjährige Inspektion des Blocks 2 des Kernkraftwerks Blayais (CNPE) fand vom 24.06.2023 (Trennung vom Stromnetz) bis zum 31.03.2024 (Wiederanschluss an das Stromnetz) statt. Die Reaktorkühlung erfolgte am 24.03.2024.

Im Rahmen der vierten periodischen Überprüfung der Blöcke der Baureihe CPY (900 MWe) stellt das vorliegende Dokument den Abschlussbericht zur Überprüfung von Block 2 des Kernkraftwerks Blayais dar. Es enthält die Schlussfolgerungen der Überprüfung im Hinblick auf die damit verbundenen Ziele sowie eine Zusammenfassung der angewandten Methoden und der wichtigsten Ergebnisse für jedes behandelte Thema. Die darin behandelten Themen werden zunächst allgemein für alle Reaktoren der Baureihe CPY dargestellt und anschließend auf Block 2 des Kernkraftwerks Blayais heruntergebrochen, um die Besonderheiten dieses Blocks im Hinblick auf das untersuchte Thema hervorzuheben und eine Bilanz der Umsetzung der für dieses Thema vorgesehenen Änderungen zu ziehen.

Somit ist jedes Thema der Überprüfung im Abschlussbericht der Überprüfung wie folgt gegliedert:

- Allgemeiner Teil zur Baureihe
- **Blockspezifischer Teil**
  - Besonderheiten des Blocks: Dieser Teil stellt die lokale Umsetzung der Untersuchungen dar, insbesondere wenn der Block im Vergleich zum „Palier“-Zustand Besonderheiten aufweist.
  - Bilanz zum Zustand des Blocks: Bilanz zur Umsetzung der geplanten Änderungen oder Darstellung der Ergebnisse der durchgeführten Kontrollen.

Dieses Dokument deckt alle in Artikel L.593-1 des Umweltgesetzbuchs definierten geschützten Interessen ab.

0 HINTERGRUND

Artikel L.591-1 des Umweltgesetzbuchs definiert die nukleare Sicherheit als *„die Gesamtheit der technischen Vorkehrungen und organisatorischen Maßnahmen in Bezug auf die Auslegung, den Bau, den Betrieb, die Stilllegung und den Rückbau von kerntechnischen Anlagen sowie den Transport radioaktiver Stoffe, die getroffen werden, um Unfälle zu verhindern oder deren Auswirkungen zu begrenzen“.*

Die Artikel L.593-18 und L.593-19 des Umweltgesetzbuchs befassen sich mit den regelmäßigen Überprüfungen:

Artikel L.593-18: „Der Betreiber einer Kernanlage führt regelmäßig eine Überprüfung seiner Anlage unter Berücksichtigung der international bewährten Verfahren durch.

Diese Überprüfung muss es ermöglichen, den Zustand der Anlage im Hinblick auf die für sie geltenden Vorschriften zu beurteilen und die Bewertung der Risiken oder Nachteile, die die Anlage für die in Artikel L. 593-1 genannten Interessen darstellt, zu aktualisieren, wobei insbesondere der Zustand der Anlage, die während des Betriebs gewonnenen Erfahrungen, des Wissensstands, einschließlich der Erkenntnisse zum Klimawandel und seinen Auswirkungen, sowie der für ähnliche Anlagen geltenden Vorschriften. Diese Risikobewertung berücksichtigt die Auswirkungen des Klimawandels auf die im Rahmen dieser Bewertung zu berücksichtigenden äußeren Einflüsse.

Diese Überprüfungen finden alle zehn Jahre statt. Die Genehmigungsverordnung kann jedoch einen anderen Turnus festlegen, wenn die Besonderheiten der Anlage dies rechtfertigen. Für Anlagen, die unter die Richtlinie 2009/71/Euratom des Rates vom 25. Juni 2009 zur Schaffung eines Gemeinschaftsrahmens für die nukleare Sicherheit kerntechnischer Anlagen fallen, darf die Häufigkeit der regelmäßigen Überprüfungen nicht seltener als einmal alle zehn Jahre sein.

Gegebenenfalls kann der Betreiber in Form eines gesonderten Berichts diejenigen Angaben vorlegen, deren Offenlegung seiner Ansicht nach eines der in Artikel L. 124-4 genannten Interessen beeinträchtigen würde. Unter diesem Vorbehalt ist der Bericht über die regelmäßige Überprüfung gemäß den Artikeln L. 125-10 und L. 125-11 jeder Person zugänglich zu machen.“

Artikel L593-19: „Der Betreiber übermittelt der Behörde für nukleare Sicherheit und dem für die nukleare Sicherheit zuständigen Minister einen Bericht, der die Schlussfolgerungen der in Artikel L. 593-18 vorgesehenen Überprüfung sowie gegebenenfalls die Maßnahmen enthält, die er zu ergreifen beabsichtigt, um die festgestellten Mängel zu beheben oder den Schutz der in Artikel L. 593-1 genannten Interessen zu verbessern.

Bei Überprüfungen, die nach dem fünfunddreißigsten Betriebsjahr eines Kernkraftwerks durchgeführt werden, ist der in Absatz 1 dieses Artikels genannte Bericht Gegenstand einer öffentlichen Anhörung.

Die Behörde für nukleare Sicherheit prüft den im ersten Absatz genannten Bericht. Im Anschluss an diese Prüfung kann sie dem Betreiber neue Auflagen gemäß Artikel L. 593-10 auferlegen. Bei den im zweiten Absatz dieses Artikels genannten Überprüfungen berücksichtigt die Behörde für nukleare Sicherheit die Ergebnisse der öffentlichen Anhörung bei der Analyse des Berichts des Betreibers und bei den von ihr erlassenen Auflagen. Im Rahmen dieser Überprüfungen fünf Jahre nach Vorlage des in Absatz 1 dieses Artikels genannten Berichts legt der Betreiber der Behörde für nukleare Sicherheit einen Zwischenbericht vor, der über die Umsetzung der in Artikel L. 593-10 genannten Auflagen berichtet, die anlässlich der Überprüfung erlassen wurden; auf dieser Grundlage kann die Behörde für nukleare Sicherheit diese Auflagen ergänzen.

Die Behörde für nukleare Sicherheit übermittelt ihre Auswertung des Berichts und ihre Auflagen dem für die nukleare Sicherheit zuständigen Minister. Mit Ausnahme von Informationen, die die in Artikel L. 124-4 Absatz I genannten Interessen beeinträchtigen könnten, werden diese Auswertung und diese Auflagen veröffentlicht.

Die vom Betreiber geplanten Maßnahmen unterliegen je nach ihrer Bedeutung Genehmigungen im Falle wesentlicher Änderungen unter den in Artikel L. 593-14 *Absatz II vorgesehenen Bedingungen oder Meldungen bzw. Genehmigungen im Falle nennenswerter Änderungen unter den in* Artikel L. 593-15 *vorgesehenen Bedingungen.*“

1 GRUNDSÄTZE DER REGELMÄSSIGEN ÜBERPRÜFUNG

Gemäß Artikel L. 593-18 des Umweltgesetzbuchs führt EDF **alle zehn Jahre** regelmäßige Überprüfungen seiner Reaktoren durch, um *„den Zustand der Anlage im Hinblick auf die für sie geltenden Vorschriften zu bewerten und die Einschätzung der Risiken oder Nachteile, die die Anlage für die in Artikel L. 593-1 genannten Interessen darstellt, zu aktualisieren, wobei insbesondere der Zustand der Anlage, die im Laufe des Betriebs gewonnenen Erfahrungen, der Wissensstand – einschließlich der Erkenntnisse zum Klimawandel und seinen Auswirkungen – sowie die für ähnliche Anlagen geltenden Vorschriften zu berücksichtigen sind. Diese Risikobewertung berücksichtigt die Auswirkungen des Klimawandels auf die im Rahmen dieser Bewertung zu berücksichtigenden äußeren Einflüsse.*“

Das Verfahren der regelmäßigen Überprüfung stützt sich somit auf die Berücksichtigung:

- der Erkenntnisse aus nationalen und internationalen Erfahrungsberichten,
- der Ergebnisse von Forschungs- und Entwicklungsstudien (F&E) sowie der Fortschritte, die durch verbesserte Erkenntnisse und Technologien ermöglicht werden,
- der Anpassungen und Weiterentwicklungen, die erforderlich sind, um ehrgeizigere Ziele zu erreichen, die auf eine verstärkte Beherrschung der **Risiken** und **Nachteile** abzielen.

Risiken entstehen durch den störungsbedingten oder unfallbedingten Betrieb der Anlagen und können zu radiologischen Folgen (Freisetzung radioaktiver Stoffe) oder zu nicht-radiologischen Folgen (thermische Auswirkungen, toxische Auswirkungen, Überdruckeffekte…) führen. Nachteile entstehen durch den normalen Betrieb oder den Betrieb im gestörten Zustand der Anlagen (Wasserentnahmen und Einleitungen, Lärm, Erschütterungen…).

Dieser Ansatz wird in einer Weise umgesetzt, die den Anforderungen der nuklearen Sicherheit und des Umweltschutzes angemessen ist und wirtschaftlich vertretbare Bedingungen berücksichtigt.

Die regelmäßige Überprüfung befasst sich daher sowohl mit den Risiken als auch mit den Nachteilen, wobei jeder dieser beiden Bereiche in zwei Teile gegliedert ist:

- **Überprüfung der Konformität** der Anlagen mit den zu Beginn der Überprüfung geltenden Vorschriften hinsichtlich der Risiken und **Bewertung der Situation** der Anlagen im Hinblick auf die für sie geltenden Vorschriften hinsichtlich der Nachteile.
- **Neubewertung** mit dem Ziel, den Schutz der in Artikel L.593-1 des Umweltgesetzbuchs genannten Interessen so weit wie vernünftigerweise möglich zu verbessern.

Die vierte regelmäßige Überprüfung umfasst einen dritten Teil zum Thema *„Weiterbetrieb nach 40* Jahren“, der die Beherrschung der Alterung der Ausrüstung und die Aufrechterhaltung der Eignung der Ausrüstung unter Unfallbedingungen abdeckt.

Die Überprüfung umfasst eine „generische“ Phase, die allen Blöcken derselben Reaktorgeneration (CPY) gemeinsam ist. Diese Phase nutzt den standardisierten Charakter der Reaktoren derselben Generation. Die im Rahmen der „generischen“ Phase durchgeführten Studien gelten daher für alle Reaktoren dieser Generation.

Im Hinblick auf die Risiken und den weiteren Betrieb nach 40 Jahren begann der Prozess der periodischen Überprüfung mit einer Orientierungsphase, deren Ziel es war, die verschiedenen zu behandelnden Themen festzulegen. Für die 4. periodische Überprüfung der 900-MWe-Generation (4. RP 900) hat EDF der ASN am 13. Februar 2014 ein Leitliniendossier zur Überprüfung (DOR) vorgelegt, in dem das Arbeitsprogramm beschrieben wird. Auf dieser Grundlage prüfte die von der ASN beauftragte Ständige Expertengruppe für Reaktoren den Inhalt des von EDF vorgeschlagenen Programms hinsichtlich des Risikobereichs in den Sitzungen vom 1. und 2. April 2015, die den „Leitlinien für die Sicherheitsüberprüfung im Zusammenhang mit den vierten zehnjährigen Inspektionen der Reaktoren der 900-MWe-Klasse “ („GPO“ im weiteren Verlauf des Dokuments) gewidmet waren. Die Leitlinien für die Überprüfung wurden ebenfalls von der Ständigen Expertengruppe für nukleare Druckbehälter (GP ESPN) geprüft, die von der ASN beauftragt worden war und am 10. Juni 2015 tagte. Im Rahmen dieser Ständigen Gruppen hat sich EDF verpflichtet, durch konkrete Maßnahmen

, sein Arbeitsprogramm zu ergänzen. Auf der Grundlage dieser Maßnahmen und des Austauschs im Rahmen dieser Ständigen Gruppen formulierte die ASN am 20. April 2016 nach einer öffentlichen Anhörung ergänzende Anforderungen.

In der Folge wurden mehrere Themenbereiche untersucht, von denen einige Anlass zu Ständigen Arbeitsgruppen zu spezifischen Themen gaben: Bewältigung von Alterung und Veralterung, mechanische Festigkeit der Reaktorbehälter, behördliche Referenzunterlagen für kerntechnische Druckbehälter, Alterung und Betriebsfähigkeit der gegossenen Bogenstücke des Hauptprimärkreislaufs, probabilistische Sicherheitsanalysen, Studien zu Unfällen ohne Kernschmelze, Studien zu Unfällen mit Kernschmelze und Korrosionsangriffen.

Am 12. und 13. November 2020 wurde die Bilanz der generischen Phase der vierten periodischen Überprüfung der Reaktoren der 900-MWe-Klasse von der Ständigen Reaktorgruppe geprüft.

Nach einer öffentlichen Anhörung erließ die Behörde für nukleare Sicherheit (ASN) im Februar 2021 die für die Reaktoren der Baureihe 900 MWe geltenden Auflagen unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase ihrer vierten Überprüfung (Entscheidung Nr. 2021-DC-0706), um den weiteren Betrieb dieser Reaktoren zu regeln.

Der Abschlussbericht der Überprüfung stellt daher im Abschnitt „Risiken“ die Schlussfolgerungen der vierten periodischen Überprüfung dar, insbesondere die Umsetzung der von EDF im Anschluss an die Sitzungen der Ständigen Gruppen zur Festlegung des Rahmens der Überprüfung beschlossenen Maßnahmen, die wichtigsten Erkenntnisse aus allen im Rahmen der generischen Phase dieser Überprüfung durchgeführten Untersuchungen sowie die generischen Vorschriften.

Insbesondere sieht die Vorschrift [GEN] vor, dass *„der Betreiber vor der Vorlage des Abschlussberichts zur Überprüfung sicherstellt, dass der Wissensstand, auf dem die generische Phase der regelmäßigen Überprüfung basiert, angesichts der Entwicklungen im Wissensstand und der gewonnenen Erfahrungen weiterhin relevant ist. Andernfalls legt der Betreiber in diesem Bericht die Maßnahmen dar, die er ergriffen hat oder plant, um diese Entwicklungen zu berücksichtigen“.* Der Abschlussbericht der Überprüfung (RCR) eines Vorlaufreaktors (TTS), Tricastin 1 für die CPY-Stufe, bildet die Referenz zum Abschluss der generischen Phase des $^{4.}$ RP 900: Die generischen Teile dieses RCR berücksichtigen die im Rahmen der Überprüfung berücksichtigten neuen Erkenntnisse und Erfahrungen. Anschließend werden im Rahmen der Erstellung der RCR für die nachfolgenden Reaktoren die generischen Teile so weit wie erforderlich aktualisiert, um wesentliche neue Erkenntnisse und Erfahrungen zu berücksichtigen. Diese aktualisierten generischen Teile werden in die spezifischen Teile übernommen. Diese Aktualisierung des Inhalts der RCR für die nach dem TTS folgenden Blöcke entspricht der Vorschrift [GEN].

Der vorliegende Bericht befasst sich auch mit den Nachteilen im Sinne von Artikel 4.1 Absatz I des geänderten Erlasses vom 7. Februar 2012 zur Festlegung der allgemeinen Vorschriften für Kernkraftwerke: „ Zu den Nachteilen [...] zählen zum einen die Auswirkungen der Anlage auf Gesundheit und Umwelt aufgrund von Wasserentnahmen und Einleitungen sowie zum anderen die Belästigungen, die sie verursachen kann, insbesondere durch die Verbreitung pathogener Mikroorganismen, Lärm und Erschütterungen, Gerüche oder Staubaufwirbelungen. “. Er umfasst den Normalbetrieb und den Betrieb im Notbetrieb der Anlagen, wie sie in Artikel 1.3 des geänderten Erlasses vom 7. Februar 2012 zur Festlegung der allgemeinen Vorschriften für Kernkraftwerke definiert sind, im Einklang mit dem Umfang der Umweltverträglichkeitsprüfung. Die Abfallentsorgung wird von EDF ebenfalls dem Bereich der Nachteile zugeordnet, da sie mit dem Normalbetrieb der Anlagen zusammenhängt.

In Anwendung der Artikel 1.3.1, 3.3.6 und 4.4.5 des Beschlusses Nr. 2013-DC-0360 der Behörde für nukleare Sicherheit (ASN) vom 16. Juli 2013, betreffend die Begrenzung von Belästigungen und Auswirkungen auf Gesundheit und Umwelt durch Kernkraftwerke, genehmigt durch den Erlass vom 9. August 2013, geändert durch den Beschluss Nr. 2016-DC-0569 der ASN vom 29. September 2016, genehmigt durch den Erlass vom 5. Dezember 2016, können die folgenden Analysen für mehrere Anlagen am selben Standort gemeinsam durchgeführt werden, und ihre Ergebnisse können im RCR der Referenzanlage des Standorts dargestellt werden:

- eine Analyse der Wirksamkeit der Maßnahmen zur Vermeidung und Minderung der von der Kernanlage verursachten Auswirkungen und Belastungen im Hinblick auf die Effizienz der besten verfügbaren Techniken,
- eine Analyse des chemischen und radiologischen Zustands der Umwelt in Bezug auf die Anlage und ihre Umgebung, die der Aktivität und den Herausforderungen angemessen ist,
- eine Messung der Lärmemissionswerte der Anlage.

  Für das Kernkraftwerk Blayais (CNPE) ist Block 1 (INB Nr. 86) die Referenzanlage.

2 VON EDF FÜR DIE VIERTE REGELMÄSSIGE ÜBERPRÜFUNG DES TYP 900 MWE FESTGELEGTE ZIELE

Im Rahmen der Verbesserung des Schutzes der Interessen, von denen der Kernkraftwerkspark seit seiner Inbetriebnahme profitiert, hat EDF als allgemeine Leitlinie für die nukleare Sicherheit der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Baureihe (4. RP 900) festgelegt, die für Reaktoren der 3. Generation festgelegten Sicherheitsziele anzustreben, wobei der EPR in Flamanville 3 als Referenzreaktor von EDF dient.

2.1 ZIELE

Der Prozess zur Verbesserung des Schutzes der Interessen mit seiner allgemeinen Ausrichtung „*nukleare Sicherheit*“ schlägt sich in folgenden Zielen nieder:

2.1.1 Ziele des Risikobereichs der 4. RP 900:

a. Überprüfung der Konformität der Anlagen mit den für sie geltenden Vorschriften

Die ursprüngliche Auslegung der Reaktoren erfolgte auf der Grundlage eines vorsichtigen Ansatzes mit erheblichen Sicherheitsmargen. Während des gesamten Betriebs seiner Reaktoren hat sich EDF als Gesamtplaner organisiert, um die Sicherheitsgrundlagen der ursprünglichen Auslegung zu wahren und Entscheidungen über Weiterentwicklungen an den Anlagen und deren Betrieb zu treffen, nachdem die Auswirkungen dieser Änderungen auf die Sicherheit erfasst und berücksichtigt wurden.

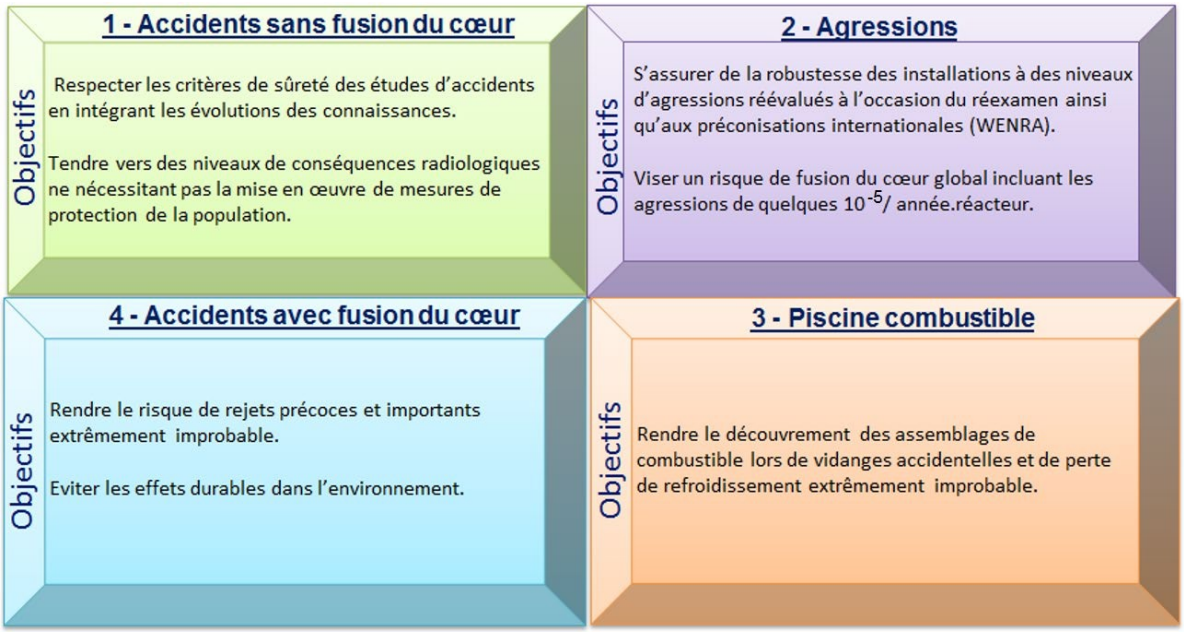
Über den kontinuierlichen Prozess der Bearbeitung von Abweichungen hinaus, die während des Betriebs der Anlage festgestellt werden, setzt EDF im Rahmen der regelmäßigen Überprüfungen umfangreiche Mittel zur Überprüfung der Konformität der Anlagen ein, mit dem Ziel, die Übereinstimmung der Blöcke mit den geltenden Anforderungen zu gewährleisten.

Das im Rahmen des 4. RP 900 umgesetzte Verfahren zur Überprüfung der Konformität der Anlagen basiert auf:

- der Beseitigung von Abweichungen, die Auswirkungen auf die Sicherheit haben, als Reaktion auf die von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassene Vorschrift [CONF-A],
- der Prüfung der Konformität der Blöcke mit den Anforderungen des 3. RP 900, das die bestehenden Betriebs- und Instandhaltungsvorschriften (regelmäßige Prüfungen, Instandhaltungsprogramme) durch die Durchführung von *Vor-Ort-* und/oder Dokumentenprüfungen ergänzt,
- das PIC (Programm für ergänzende Untersuchungen), dessen Ziel es ist, die Annahmen über das Fehlen von Verschleißerscheinungen im Betrieb in Bereichen, die nicht von den Wartungsprogrammen abgedeckt sind, zu untermauern,
- die Bearbeitung von sicherheitsrelevanten Ereignissen der Stufe 1 oder höher auf der INES-Skala sowie von umweltrelevanten Ereignissen im Zusammenhang mit der Flüssigkeitseindämmung,
- ein Programm zur Überprüfung der Konformität von Systemen, die zum Schutz der Interessen vor Risiken beitragen (Systeme, die EIPS umfassen).

b. Konkretisierung der Ziele der Sicherheitsneubewertung

Diese Ziele werden wie folgt konkretisiert:



Nach dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima-Daiichi am 11. März 2011 tragen die von EDF als Reaktion auf die von der ASN nach diesem Unfall erlassenen Vorschriften umgesetzten sogenannten *„Hard* Core"-Maßnahmen dazu bei, die Ziele des 4. RP 900 zu erfüllen (vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7).

Ergänzend dazu umfasst die Überprüfung zur Abdeckung der nicht-radiologischen Risiken im Zusammenhang mit einem Unfall auch die Bewertung der Folgen dieser Risiken und die Begründung ihrer Akzeptanz.

2.1.2 Ziele des Teils „Nachteile" des 4. RP 900:

Der erste Teil der regelmäßigen Überprüfung der Nachteile ermöglicht es, *„die Situation der Anlage im Hinblick auf die für sie geltenden Vorschriften zu bewerten*". Diese Bewertung stützt sich auf die Organisation des Kernkraftwerks zur Bewältigung der Nachteile, die die Anlage für die geschützten Interessen mit sich bringt, sowie zur Gewährleistung der Einhaltung der geltenden Vorschriften, und auf die Bilanz der gewonnenen Erfahrungen.

Der zweite Teil der regelmäßigen Überprüfung der Beeinträchtigungen zielt darauf ab, *„die Bewertung der […] Beeinträchtigungen, die die Anlage für die in Artikel L. 593-1 genannten Interessen darstellt*, *zu* aktualisieren", und stützt sich auf folgende Elemente:

- die Analyse der Wirksamkeit der Maßnahmen zur Vermeidung und Verringerung der von der Kernkraftanlage verursachten Auswirkungen und Belastungen im Hinblick auf die Effizienz der besten verfügbaren Techniken;
- die Analyse des chemischen und radiologischen Zustands der Umwelt in der Umgebung des Standorts sowie auf dem Gelände des Kernkraftwerks (Bodenzustand);
- die Elemente, die eine Überprüfung der Einleitungsgrenzwerte für die in der Tabelle im Anhang zu Artikel R. 211-11-1 des Umweltgesetzbuchs aufgeführten Stoffe ermöglichen;
- eine Übersicht über die durchgeführten Studien, den Stand der noch durchzuführenden Studien und den voraussichtlichen Zeitplan für die Umverpackung der Abfälle;
- die Unterlagen, die eine Überprüfung der Vorschriften im Zusammenhang mit der ständigen Überwachung der Radioaktivität oder der Verdopplung der Messketten ermöglichen;
- die Messung der Lärmemissionen des Standorts.

2.1.3 Ziele des Teils „Weiterbetrieb nach 40 Jahren“ des 4. RP 900:

Der 4. RP 900 sieht ein umfangreiches Arbeitsprogramm zum Thema Alterung der Anlagen im Rahmen der Weiterführung des Betriebs nach 40 Jahren vor. Der Ansatz basiert auf:

- der Bewältigung der Alterung, einschließlich der Festlegung und Umsetzung eines allgemeinen Vorgehens, der Bestandsaufnahme der wichtigsten Erkenntnisse, des durchzuführenden Programms zum Erwerb neuer Erkenntnisse sowie der zu erstellenden Unterlagen und der daraus zu ziehenden Konsequenzen hinsichtlich der Alterung und des Umgangs mit der Veralterung;
- Die Aufrechterhaltung der Eignung der Anlagen unter Unfallbedingungen, einschließlich der Klärung der Frage der Verlängerung der Eignungsdauer über 40 Jahre hinaus.

2.1.4 Querschnittsanalyse:

Angesichts des umfangreichen Umfangs der im Rahmen des 4. RP 900 eingeführten Änderungen wird eine bereichsübergreifende Analyse der Wechselwirkungen zwischen den Änderungen durchgeführt, die folgende Bereiche betrifft:

- Personal: Es wird eine Analyse durchgeführt, um die sozio-organisatorischen und menschlichen Auswirkungen des 4. RP 900-Programms an den Standorten zu erfassen (SOH-Analyse);
- die Anlage: Es wird eine Analyse zur Vollständigkeit der Nachqualifizierungsprüfungen der Anlage nach Einarbeitung der Änderungen durchgeführt.

2.2 VOM BETREIBER GETROFFENE MASSNAHMEN ZUR ERFÜLLUNG DER ZIELE DER NEUÜBERPRÜFUNG

Das Umweltgesetzbuch sieht vor, dass, wenn die regelmäßige Überprüfung nach dem 35. Betriebsjahr eines Reaktors durchgeführt wird, der Abschlussbericht der Überprüfung (RCR) Gegenstand einer öffentlichen Anhörung ist.

Die vom Betreiber in diesem RCR vorgesehenen Maßnahmen entsprechen der Gesamtheit der Antworten, die EDF auf die Ziele der Überprüfung gibt. Eine Maßnahme besteht aus den Studien und Änderungen, die zur Erfüllung eines Ziels beitragen. Sie umfasst ein kohärentes Ganzes verschiedener grundlegender Änderungen – sowohl wesentlicher als auch unwesentlicher, materieller, konzeptioneller oder organisatorischer Art –, die im Rahmen der Überprüfung vor und nach der Einreichung des RCR durchgeführt wurden.

Diese Maßnahmen werden insbesondere im Sicherheitsnachweis im Einklang mit dem Sicherheitsbericht (RDS) und den allgemeinen Betriebsvorschriften (RGE) des betreffenden Reaktors berücksichtigt.

Die Antworten von EDF auf die im Rahmen des 4. RP 900 festgelegten Ziele stützen sich auf eine Neuauflage aller aus dem 3. RP 900 stammenden Studien sowie auf die seit dem 3. RP 900 durchgeführten Änderungen.

Gemäß dem Beschluss ASN 2021-DC-0706 vom 23.02.2021 bezüglich der „Stellungnahme der ASN zur generischen Phase der vierten periodischen Überprüfung“, geändert durch den Beschluss 2023-DC-0774 vom 19.12.2023, wird EDF bei den 900-MWe-Reaktoren alle mit der 4. periodischen Überprüfung 900 verbundenen Maßnahmen spätestens acht Jahre nach Erteilung der Betriebsgenehmigung (RCR) für die ersten Reaktoren der Baureihe und spätestens fünf oder sechs Jahre nach Erteilung der Betriebsgenehmigung für die übrigen Reaktoren umsetzen (fünf Jahre für den Reaktor Blayais 2, d. h. im Juli 2029).

Das Industrieprogramm von EDF gliedert sich in drei Phasen der Durchführung von Arbeiten an seinen Anlagen, unter Berücksichtigung des Umfangs der Arbeiten und der Auswirkungen auf die Mitarbeiter und die vor Ort an den Kernkraftwerksstandorten bestehenden Organisationen:

- Phase A umfasst die Umrüstungen, die vor (im laufenden Betrieb) oder während der Stillstände im Rahmen der „Visite Décennale“ durchgeführt werden, deren Dauer die Umsetzung der materiellen Umrüstungen mit umfangreichen Arbeiten sowie der damit verbundenen Änderungen der Betriebsvorschriften (RGE) ermöglicht;
- Phase B ermöglicht die Vervollständigung der Umsetzung der materiellen und konzeptionellen Änderungen. Die

Umsetzung dieser Änderungen ist spätestens 5 Jahre nach Vorlage des Abschlussberichts der Überprüfung vorgesehen.

- Die Phase „Ergänzungen“ ermöglicht die Umsetzung bestimmter Änderungen, die sich aus den Ergebnissen der Prüfung der vierten periodischen Überprüfung durch die Behörde für nukleare Sicherheit ergeben und die aufgrund ihrer Art (wie beispielsweise die Notwendigkeit, neue Ausrüstung für sehr raue Umgebungsbedingungen zu qualifizieren) eine Vorbereitungszeit von etwa 5 Jahren erfordern. Die Umsetzung dieser Änderungen ist für die ersten Reaktoren spätestens 8 Jahre nach der Vorlage des Abschlussberichts der Überprüfung vorgesehen. Für die übrigen Reaktoren ist die Umsetzung dieser Änderungen spätestens 5 oder 6 Jahre nach der Vorlage des Abschlussberichts der Überprüfung vorgesehen (5 Jahre für Blayais 2, d. h. im Juli 2029).

Im weiteren Verlauf des Dokuments enthalten die Abschnitte „Bestandsaufnahme des Zustands des Blocks“ Informationen zur Umsetzung der im RCR genannten Änderungen. Ist die Änderung am Block noch nicht umgesetzt, wird der voraussichtliche Umsetzungstermin in Form der Phaseneinteilung („Phase B
“ oder „Ergänzungen“-Phase) oder in bestimmten Fällen als konkreter Termin angegeben. Dieser Zeitplan für die Umsetzung entspricht dem Stand zum Zeitpunkt der Veröffentlichung des vorliegenden Berichts; er kann sich jedoch ändern, falls sich die vorläufigen Zeitpläne für Stillstände zur Brennelementwechsel ändern, um die Sicherheit des französischen Stromnetzes zu gewährleisten, oder im Falle unvorhergesehener Ereignisse (unter Einhaltung der Fristen RCR + 5 Jahre / RCR + 6 Jahre / RCR + 8 Jahre, je nach Reaktor). Er beruht insbesondere auf der Fähigkeit von EDF, diese Änderungen unter Einhaltung höchster Sicherheitsstandards umzusetzen, dabei die bestmöglichen Sicherheitsbedingungen für das Einsatzpersonal während der Arbeiten zu gewährleisten und die Kapazitäten der Lieferanten zu berücksichtigen, alle Arbeiten kumulativ an allen INB der 900-MWe-Generation durchzuführen, die ihre vierte zehnjährige Überprüfung durchlaufen.

3 BERÜCKSICHTIGUNG DER ERKENNTNISSE AUS DEM UNFALL VON FUKUSHIMA

Am 11. März 2011 ereignete sich im Osten Japans ein Erdbeben der Stärke 9. Dieses Erdbeben betraf das Kernkraftwerk Fukushima-Daiichi, das aus sechs Siedewasserreaktoren besteht und von der Tokyo Electric Power Company (TEPCO) betrieben wird. Der vierte Reaktor war abgeschaltet und entladen. Die Reaktoren wurden infolge des Erdbebens automatisch abgeschaltet.

Das Erdbeben führte zudem zu einem vollständigen Ausfall des Stromnetzes, woraufhin die Notstromaggregate und Notfallsysteme ansprangen. Etwa vierzig Minuten später wurde das Kraftwerk von einem durch das Erdbeben ausgelösten Tsunami getroffen. Die erste Welle (4 bis 5 Meter) wurde vom Deich aufgehalten, der einen Schutz bis zu einer Höhe von maximal 5,5 Metern bot. Anschließend überflutete eine zweite, wesentlich größere Welle (14 bis 15 Meter) den Deich und überschwemmte das Gelände, was zum vollständigen Ausfall der gesamten Stromversorgung vor Ort sowie zum Verlust der Steuerungs- und Kontrollsysteme und der Kühlquelle führte. Das Kraftwerk geriet daraufhin in einen Zustand des vollständigen Verlusts der Kühlquelle (H1) und der Stromversorgung (H3) des Standorts.

Da die Reaktorkerne der Blöcke 1 bis 3 nicht mehr gekühlt wurden, schmolz der Brennstoff im Reaktorbehälter und floss anschließend auf die Fundamentplatte. Der im Abklingbecken von Reaktor Nr. 4 gelagerte Brennstoff war nicht freigelegt und blieb unversehrt.

Es ist anzumerken, dass die Blöcke 5 und 6, die auf einer höher gelegenen Plattform errichtet wurden, in geringerem Maße betroffen waren und keine Kernschmelze erlitten haben.

Der Unfall führte zur Freisetzung von Radionukliden in die Atmosphäre. Die Evakuierung und In Sicherheitbringung der Bevölkerung betraf ein weitläufiges Gebiet rund um das Kraftwerk; es wurden Einschränkungen bei der Verteilung und dem Verzehr von Lebensmitteln sowie beim Trinkwasserverbrauch verhängt.

Die Einsätze vor Ort wurden durch die durch das Erdbeben und den Tsunami verursachten Schäden sowie durch die nach dem Unfall herrschenden radiologischen Bedingungen erschwert.

Vorgaben der ASN im Anschluss an den Unfall im Kernkraftwerk Fukushima-Daiichi

Nach dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima Daiichi im März 2011 führte EDF auf Ersuchen der ASN ergänzende Sicherheitsbewertungen (ECS) seiner Kraftwerke durch, die die hohe Robustheit der Reaktoren belegten – dank einer von vornherein vorsichtigen Auslegung mit Sicherheitsmargen sowie einer regelmäßigen Neubewertung der nuklearen Sicherheit der Anlagen im Rahmen der periodischen Überprüfungen.

Anschließend erließ die ASN für jede Anlage im Juni 2012 und dann im Januar 2014 zwei Sätze technischer Vorschriften (PT-ASN), in denen EDF die Einrichtung eines „*Noyau* Dur" aus materiellen und organisatorischen Maßnahmen, deren Ziel es ist, einen Unfall mit Brennstoffschmelze zu verhindern, um massive radioaktive Freisetzungen und dauerhafte Auswirkungen auf die Umwelt in „Noyau Dur"-Situationen zu begrenzen, die möglicherweise auf eine externe natürliche Einwirkung im Sinne von „Noyau Dur" zurückzuführen sind (vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7).

ASN-Vorgaben (PT-ASN) vom Juni 2012

Diese erste Reihe von PT-ASN schreibt EDF die Einrichtung eines *„Kernkerns aus materiellen und organisatorischen Maßnahmen* […]" vor. *Für diesen Kernkern richtet der Betreiber unabhängige und gegenüber den bestehenden Sicherheitskontrollsystemen diversifizierte Sicherheitskontrollsysteme ein, um Gemeinsamsrisiken zu begrenzen. Der Betreiber begründet gegebenenfalls den Rückgriff auf nicht diversifizierte oder bestehende Sicherheitskontrollsysteme*.

ASN-Vorgaben (PT-ASN) vom Januar 2014

Diese zweite Reihe von Vorschriften legt fest*, dass „zur Begrenzung massiver radioaktiver Freisetzungen in Kern-Hard-Szenarien der Kern-Hard-Szenario die Isolierung des Sicherheitsbehälters und die Verhinderung von Bypass-Situationen der dritten Barriere ermöglicht. Der „Noyau Dur" zielt darauf ab, die Integrität dieser Barriere zu bewahren, ohne die Entlüftungsvorrichtung des Sicherheitsbehälters zu öffnen", „die ‚Noyau Dur'-Maßnahmen berücksichtigen Fälle einer vollständigen Kernschmelze und eines Durchbruchs des Reaktorbehälters".* Die Einrichtung des „Noyau Dur" gewährleistet, dass kein *„Klippeneffekt*" " bei Belastungsniveaus, die weit über die geltenden Sicherheitsstandards für EDF-Anlagen hinausgehen, was dem Bestreben entspricht, den Betrieb der Blöcke fortzusetzen und dabei das Sicherheitsziel der Reaktoren der 3. Generation (Typ EPR von Flamanville 3) im Bereich von Unfällen mit Kernschmelze anzustreben.

Industrieprogramm

Als Reaktion auf die PT-ASN von 2012 und anschließend von 2014 hat EDF ein Industrieprogramm entwickelt, das zwei Teile umfasst:

- Teil 1: Die Maßnahmen, die die Reaktion von EDF auf die Erkenntnisse nach dem Unfall von Fukushima darstellen, gemäß der Analyse in den ergänzenden Sicherheitsbewertungsberichten (RECS) und den ASN-Vorgaben von 2012, deren Umsetzung in zwei aufeinanderfolgenden und sich ergänzenden Phasen vorgesehen ist:
    - Eine erste kurzfristige *„reaktive*" Phase, die 2015 abgeschlossen wurde;
    - Eine zweite mittelfristige Phase *der „nachhaltigen Maßnahmen*" bis zum Zeithorizont *„10 Jahre nach dem Unfall von Fukushima*".
- Teil 2: Die Umsetzung eines „harten Kerns", der den ASN-Vorgaben von 2014 entspricht und dazu beiträgt, die Ziele von EDF zu erreichen, sich an den Zielen der Reaktoren der 3. Generation (Typ EPR von Flamanville 3) zu orientieren, im Rahmen der Fortführung des Betriebs im Zusammenhang mit der 4. periodischen Überprüfung (RP) der 900-MWe-Reaktoren.

Für die 900-MWe-Reaktoren werden die Bestimmungen dieses Teils 2, der als „*Kern*" bezeichnet wird, von EDF parallel zur 4. periodischen Überprüfung (RP) der 900-MWe-Reaktoren umgesetzt und sind Bestandteil des vorliegenden Berichts, da sie zur Erreichung der Ziele der Überprüfung beitragen.

TEIL I – RISIKEN

INHALTSVERZEICHNIS VON TEIL I

KAPITEL 1: KONFORMITÄT

ABSCHNITT 0: BEHEBUNG VON ABWEICHUNGEN MIT AUSWIRKUNGEN AUF DIE SICHERHEIT ABSCHNITT 1: ÜBERPRÜFUNG DER KONFORMITÄT

ABSCHNITT 2: PROGRAMM FÜR ERGÄNZENDE UNTERSUCHUNGEN (PIC)

ABSCHNITT 3: BEHANDLUNG VON SICHERHEITSBEDEUTENDEN EREIGNISSEN (ESS) DER STUFE 1 ODER HÖHER AUF DER INES-SKALA SOWIE VON UMWELTBEDEUTENDEN EREIGNISSEN (ESE) IM ZUSAMMENHANG MIT FLÜSSIGKEITSINKAPSELUNG

ABSCHNITT 4: ÜBERPRÜFUNG DER KONFORMITÄT DER SYSTEME

KAPITEL 2: NEUBEWERTUNG

ABSCHNITT 1: UNFÄLLE OHNE KERNSCHMELZE ABSCHNITT 2: ANGRIFFE

ABSCHNITT 3: BRENNSTOFFBECKEN

ABSCHNITT 4: UNFÄLLE MIT KERNSCHMELZE

ABSCHNITT 5: KONVENTIONELLE RISIKEN ABSCHNITT 6: QUERSCHNITTSSTUDIEN

ABSCHNITT 7: BEITRAG DES „HARD CORE“ ZU DEN ZIELEN DER NEUBEWERTUNG

KAPITEL 1: KONFORMITÄT

INHALTSVERZEICHNIS VON KAPITEL 1

ABSCHNITT 0: BEHEBUNG VON ABWEICHUNGEN MIT AUSWIRKUNGEN AUF DIE SICHERHEIT ABSCHNITT 1: KONFORMITÄTSPRÜFUNG

ABSCHNITT 2: PROGRAMM FÜR ERGÄNZENDE UNTERSUCHUNGEN (PIC)

ABSCHNITT 3: BEHANDLUNG VON SICHERHEITSBEDEUTENDEN EREIGNISSEN (ESS) DER STUFE 1 ODER HÖHER AUF DER INES-SKALA SOWIE VON UMWELTBEDEUTENDEN EREIGNISSEN (ESE) IM ZUSAMMENHANG MIT DER FLÜSSIGKEITS-EINDÄMMUNG

ABSCHNITT 4: ÜBERPRÜFUNG DER KONFORMITÄT DER SYSTEME

ABSCHNITT 0: BEHEBUNG VON ABWEICHUNGEN MIT AUSWIRKUNGEN AUF DIE SICHERHEIT

0. BEHEBUNG VON ABWEICHUNGEN MIT AUSWIRKUNGEN AUF DIE SICHERHEIT _____18
0.1. ZIEL.....18
0.2. ANTWORT 18
0.3. FAZIT 20

0. ABBAU DER SICHERHEITSBEEINTRÄCHTIGENDEN ABWEICHUNGEN

0.1. ZIEL

In Anwendung der von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [CONF-A], *„Unbeschadet der Bestimmungen in Abschnitt 6 von Titel II des oben genannten Erlasses vom 7. Februar 2012 beseitigt der Betreiber spätestens bei der zehnjährigen Inspektion, die der Vorlage des Abschlussberichts der Überprüfung vorausgeht, die sicherheitsrelevanten Abweichungen, die vor dieser Überprüfung festgestellt wurden. Im Falle besonderer Schwierigkeiten begründet der Betreiber in den Unterlagen, die dem in Artikel 2.4.1 des Anhangs zum oben genannten Beschluss vom 15. Juli 2014 genannten Genehmigungsantrag beigefügt sind, die Verschiebung der Behebung dieser Abweichungen über die Zehnjahresinspektion hinaus sowie den damit verbundenen Zeitplan. Für die bei dieser zehnjährigen Inspektion festgestellten Abweichungen, die bei dieser Gelegenheit nicht behoben werden konnten, begründet der Betreiber den Zeitplan für deren Beseitigung im Rahmen der in Absatz 1 genannten Unterlagen*."

Im Referenzsystem von EDF zur Abweichungsverwaltung ist ein Feststellungsbericht eine materielle Anomalie, die die Einhaltung einer definierten Anforderung an eine für den Schutz von Interessen wichtige Anlage (EIP) in Frage stellen kann. Er ist Gegenstand der Eröffnung und Verwaltung eines „ConSTAt-Aktionsplans" (PA CSTA) durch das Kernkraftwerk in dessen digitalem Informationssystem.

Alle PA CSTA werden einer Analyse unterzogen. Wenn die Analyse dieser Feststellung zu dem Ergebnis kommt, dass eine festgelegte Anforderung einer EIP nicht erfüllt ist, handelt es sich um eine Abweichung im Sinne des geänderten Erlasses vom 7. Februar 2012 zur Festlegung der allgemeinen Vorschriften für Kernkraftwerke, und dem PA CSTA wird im digitalen Informationssystem des Kernkraftwerks das Attribut „Abweichung" zugewiesen.

Jedes Kernkraftwerk sorgt für die Verwaltung aller seiner CSTA-Aktionspläne, um alle CSTA-Aktionspläne, die Auswirkungen auf die Sicherheit haben, vor der Abweichung im Anschluss an die Abschaltung zur Durchführung der Zehnjahresinspektion zu beseitigen. Bei besonderen Schwierigkeiten bei der Behebung einer sicherheitsrelevanten Abweichung begründet jedes Kernkraftwerk im Einzelfall die Akzeptanz der Situation, schlägt gegebenenfalls Ausgleichsmaßnahmen vor und verpflichtet sich zu einem Termin für die Behebung.

Diese Elemente sind in den Unterlagen festgehalten, die dem Antrag auf Genehmigung einer Abweichung gemäß Artikel 2.4.1 des Anhangs 2014-DC-0444 zum Beschluss vom 15. Juli 2014 beigefügt sind und der ASN zur Genehmigung vorgelegt wurden.

Die nachstehende Antwort enthält die Schlussfolgerungen der gemäß der Vorschrift [CONF-A] durchgeführten Analyse.

0.2. ANTWORT

Alle CSTA-Prüfberichte zu den EIP (die Feststellungen und Abweichungen zusammenfassen) bezüglich des Reaktors Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais sowie diejenigen bezüglich der gemeinsamen Anlagen der Blöcke Nr. 1 und 2 „Block 9" oder Standort „Block 0" waren Gegenstand einer besonderen Überwachung während dieser Zehnjahresinspektion im Rahmen des zur Einhaltung der Vorschrift [CONF-A] eingerichteten Vorgehens.

Die CSTA-Maßnahmenpläne wurden gemeinsam mit den Instandhaltungsfachbereichen im Vorfeld des Stillstands und während des Stillstands analysiert, um einerseits die Einhaltung der vor dem Stillstand festgelegten Ziele für die Bearbeitung der CSTA-Maßnahmenpläne zu überprüfen und andererseits die Bearbeitung der während des Stillstands festgestellten Mängel sicherzustellen. Während des Stillstands erfolgte eine wöchentliche Überwachung der CSTA-Maßnahmen, und vor jedem Zustandswechsel wurden Analysen durchgeführt. Die nach Kategorien geordneten CSTA-Maßnahmen wurden im Falle eines fehlenden Abschlusses während des Stillstands einer Entscheidung durch die Technische Leitung unterzogen und in das Antragsdossier für Abweichungsgenehmigungen aufgenommen.

Im Anschluss an diesen Vorgang wurden alle Abweichungen mit Auswirkungen auf die Sicherheit, die vor Beginn des Stillstands identifiziert oder während des Stillstands VD4 des Reaktors Nr. 2 festgestellt wurden, bis auf die folgenden 11 Abweichungen bis heute bearbeitet:

- Die Abweichung betrifft eine Unterbewertung des Kritikalitätsrisikos durch Verdünnung in den Stillstandszuständen des Blocks. Die Änderung PNPP1797 bezüglich des Einbaus eines Borometers am Auslass des chemisch-volumetrischen Kontrollsystems (RCV) wurde am Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais durchgeführt. Die ursprünglich bis Ende 2022 geplante Umsetzung dieser Änderung wurde vorläufig ausgesetzt, um weitere Untersuchungen durchzuführen. In der Zwischenzeit werden die bereits im Status VD3 umgesetzten Ausgleichsmaßnahmen im Status VD4 fortgeführt und gewährleisten die Beherrschung zufälliger Transienten homogener Verdünnung in den Abschaltzuständen.
- Die Abweichung betrifft eine Fertigungsabweichung bei MOX-Brennstoff (Mixed Oxide Fuel) und die Berücksichtigung des Phänomens des Rückstroms am Ende der spaltbaren Säule. Die Behebung dieser Abweichung erfolgt durch eine Änderung der Konstruktion der MOX-Brennelemente durch den Einbau von Hafnium-Zwischenstücken am oberen und unteren Ende der im Brennelement enthaltenen spaltbaren Säule. Diese Abweichung gilt als behoben, sobald alle im Reaktorkern vorhandenen MOX-Brennelemente durch Brennelemente ersetzt worden sind, die diese Änderung aufweisen. Die geringe Gefährlichkeit dieser Situation wird in den spezifischen Unterlagen zur Sicherheitsbewertung der Brennelementwechsel für jeden Betriebszyklus sowie durch die Einführung von Ausgleichsmaßnahmen (Anpassung des Überleistungsschutzes und der maximalen Auszugsposition der Steuerstäbe) begründet.
- Die in der Studie festgestellte Unregelmäßigkeit betrifft die unvollständige Untersuchung eines ungünstigen Szenarios in der mittelfristigen Phase des Kontrollstabauswurfs der Kategorie 4. Die Charakterisierungsstudien haben gezeigt, dass bei einem realistischen Charakterisierungsansatz die Einhaltung der Sicherheitskriterien überprüft wird und die Unbedenklichkeit dieser Abweichung nachgewiesen wird. Die Unbedenklichkeit dieser Abweichung wird für jeden Zyklus durch eine Analyse nachgewiesen, die die Einhaltung der Sicherheitskriterien belegt und dem spezifischen Dossier zur Sicherheitsbewertung der Brennelementladung beigefügt ist.
- Die Abweichung betrifft das Vorhandensein von abgewinkelten internen elektrischen Verbindungen, die nicht durch die Qualifikationsunterlagen für die Motoren der Kühlpumpen des Reaktors im Stillstand (RRA) der Baureihe CPY abgedeckt sind. Die endgültige Behebung dieser Abweichung erfolgt durch den Austausch der RRA-Pumpenmotoren, der spätestens im Jahr 2030 durchgeführt wird. Bis zur endgültigen Behebung werden zusätzliche Maßnahmen ergriffen, darunter die Überprüfung der dielektrischen Eigenschaften und der Isolation bei jedem Abschaltvorgang zum Aufladen. Diese an den beiden RRA-Pumpenmotoren des Blocks Nr. 2 durchgeführten Prüfungen sind konform.
- Die in der Auslegung festgestellte Abweichung betrifft die unvollständige Abdeckung der Nachweise zur Reaktivitätskontrolle während der Betriebsphase nach einem Unfall bei bestimmten Transienten. Die durchgeführte Analyse kommt zu dem Schluss, dass unter realistischen Bedingungen keine Gefährdung besteht. Die Behebung dieser Abweichung erfolgt nach einer Analyse der Sicherheitsrisiken in Übereinstimmung mit den Auslegungsvorschriften für den Bereich der Auslegung durch die Umsetzung von Änderungen, die im Wesentlichen den Betriebsablauf betreffen. Die Umsetzung erfolgt in den Betriebshandbüchern, wobei diejenigen Vorrang haben, die die meisten Reaktoren betreffen. Die Umsetzung der Änderungen ist ab 2026 vorgesehen.
- Die in den RTV4-Studien festgestellte Abweichung bezüglich des langsamen Abklingens des Primärdurchflusses. Nach erneuten Untersuchungen wird die Überprüfung der Abklingzeit des Primärdurchflusses als maßgebend festgelegt. Die nachträgliche Analyse der Abklingzeit des Primärdurchflusses bestätigt die Einhaltung dieses Kriteriums bei allen Reaktoren. Die Behandlung dieser Anomalie wird derzeit geprüft und könnte bis Januar 2027 zu einer regelmäßigen Überprüfung dieses Kriteriums führen.
- Die Abweichung betrifft die fehlende Erdbebenqualifizierung der Drucksensoren des Zwischenkühlkreislaufs (RRI). Diese Sensoren tragen zur Isolierung des nicht erdbebengeprüften Kreislaufabschnitts bei. Die Analyse dieser Abweichung kommt zu dem Schluss, dass kein Sicherheitsrisiko besteht, da sich der Sensor bei einem Erdbeben konservativ verhält. Die Behebung dieser Abweichung besteht im Austausch der Sensoren durch qualifizierte Sensoren und ist derzeit für das Jahr 2025 geplant.
- Die Abweichung betrifft die fehlende ATEX-Konformität der Beleuchtung der REN-Abzugshauben. Der betreffende Raum

ist nicht als sicherheitsrelevanter Raum eingestuft, doch eine Explosion in diesem Raum könnte Auswirkungen auf die angrenzenden Pufferräume haben. Es würde jedoch kein Auslöser für den Sicherheitsbericht generiert werden, und der mögliche Transientenverlauf würde durch die Störfallvorschriften geregelt, ohne dass dies Auswirkungen auf das Herunterfahren und die Aufrechterhaltung eines sicheren Zustands des Reaktors hätte. Die Behebung dieser Abweichung ist im Rahmen der für 2024 geplanten Umsetzung der Änderung PNPE1246 vorgesehen.

- Die Abweichung betrifft die fehlende ATEX-Konformität des Sensors 2 TEG 001 QD. Eine Explosion in dem betroffenen Raum könnte Auswirkungen auf die angrenzenden Pufferräume haben. Es würde jedoch kein Auslöser für den Sicherheitsbericht generiert werden, und die Bewältigung des potenziellen Transienten würde durch die Störfallvorschriften geregelt, ohne dass dies Auswirkungen auf das Herunterfahren und die Aufrechterhaltung eines sicheren Zustands des Reaktors hätte. Die Behebung dieser Abweichung ist vor Ende 2027 und so bald wie möglich nach Erhalt der Ersatzteile vorgesehen.
- Die Konstruktionsabweichung bezüglich des Risikos eines Ausfalls der Motoren der CFI-Trommeln bei „Grands chauds“ betrifft. Im Falle einer Hitzewelle könnte eine zu hohe Temperatur in den Kasematten zum Ausfall der Motoren führen; die Überwachung durch die Anwendung der Sonderbetriebsvorschrift „Grand Chaud“ lässt jedoch das Risiko eines Ausfalls der Kühlquelle als unwahrscheinlich erscheinen. Die Aktualisierung der Anweisungen für „Grands Chaud“ ist für 2024 vor Beginn des Risikzeitraums vorgesehen und wird das Risiko eines Motorausfalls beseitigen.
- Die Abweichung betrifft das Fehlen einer Qualifizierung nach 40 Jahren für die Motoren der Ventilatoren 2 DVG 003 und 004 ZV. Diese während der zehnjährigen Inspektion Nr. 4 des Blocks Nr. 2 festgestellte Abweichung stellt in keiner Unfallsituation eine Gefahr für den sicheren Rückzugsweg dar. Die Maßnahme, die im Austausch oder in der Instandsetzung der Motoren besteht, wurde am Motor von 2 DVG 003 ZV durchgeführt und wird zu einem späteren Zeitpunkt gemäß einem nationalen Zeitplan für den Motor von 2 DVG 004 ZV durchgeführt.

0.3. FAZIT

Am Ende des VD-Stillstands wurden alle sicherheitsrelevanten Abweichungen, die vor Beginn des VD-Stillstands identifiziert oder während des VD-Stillstands festgestellt wurden, mit Ausnahme der oben genannten 11 Abweichungen behoben.

Die Analyse aller CSTA-Maßnahmenpläne wurde der ASN im Antragsdossier auf Genehmigung der Abweichung für Block 2 des Kernkraftwerks Blayais nach Abschluss seiner vierten zehnjährigen Überprüfung vorgelegt. Die getroffenen Maßnahmen ermöglichen die Einhaltung der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [CONF-A].

ABSCHNITT 1: KONFORMITÄTSPRÜFUNG

1. KONFORMITÄTSPRÜFUNG 23
1.1. ZIEL 23
1.2. ANTWORT 23
1.2.1. Strahlungsrisiken 23
1.2.2. Nicht-strahlentechnische Risiken 31
1.2.2.1. Einhaltung gesetzlicher Vorschriften 31
1.2.2.2. Einhaltung der festgelegten Anforderungen in Bezug auf die EIPR 31
1.2.2.3. Zusätzliche Untersuchungen an unterirdischen Bauwerken 32
1.3. FAZIT 33

1. KONFORMITÄTSPRÜFUNG

1.1. ZIEL

Die ersten Konformitätsprüfungen wurden im Rahmen der 2. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Blöcke durch die Durchführung von ECOT (Blockenkonformitätsprüfung) durchgeführt. Dieser Ansatz wurde im Rahmen der regelmäßigen Überprüfungen der Blöcke mit 1300 MWe (2. RP 1300) und 1450 MWe, bekannt als „N4“ (1. RP N4), sowie zuletzt im Zuge der 3. RP 900, 3. RP 1300 und 2. RP N4 fortgesetzt.

Die ECOT ist ein ergänzender Prozess zu den gängigen Betriebsvorschriften wie den periodischen Prüfungen (EP), den Basisprogrammen zur vorbeugenden Instandhaltung (PBMP) oder den Requalifizierungsprüfungen (ER) nach Instandhaltungsmaßnahmen.

Für die 4. periodische Überprüfung des 900-MWe-Kraftwerks konzentriert sich diese Konformitätsprüfung auf:

- die Prüfung hinsichtlich radiologischer Risiken durch die Durchführung von Kontrollen im Rahmen der ECOT,
- die Prüfung hinsichtlich nicht-radiologischer Risiken durch eine Analyse der Konformität mit den geltenden Vorschriften und durch ergänzende Prüfungen.

Ziel der Konformitätsprüfung ist es, die Konformität der Anlage mit den zu Beginn der Überprüfung geltenden Vorgaben zu bewerten.

1.2. ANTWORT

1.2.1. Strahlungsrisiken

Allgemeiner Teil – Stufe

Das Programm einer ECOT basiert auf den Erfahrungen aus früheren Konformitätsprüfungen (alle Stufen) unter Berücksichtigung folgender Aspekte:

- der Analyse der Entwicklungen der Referenzdokumente seit der letzten ECOT für die betreffende Stufe;
- der Prüfung allgemeiner Konformitätsabweichungen und bedeutender Ereignisse allgemeiner Art. Das wiederholte Auftreten gleichartiger Abweichungen bei einem bestimmten Anlagentyp ist ein Auswahlkriterium für die Aufnahme des Themas in das ECOT;
- Die Prüfung der von EDF initiierten nationalen Ingenieurstudien (Anlagenpark- und Ingenieurprojekte). Diese Projekte wurden ins Leben gerufen, um komplexe Problemstellungen zu behandeln; einige verfügen möglicherweise über eine eigene Konformitätsprüfung, bei anderen wird je nach den gewonnenen Erkenntnissen in dem behandelten Bereich geprüft, ob es sinnvoll ist, Konformitätskontrollen im Rahmen des ECOT durchzuführen.

Ergänzt wird dies durch die Berücksichtigung der ASN-Anforderungen im Anschluss an die Ständige Arbeitsgruppe „Allgemeine Leitlinien des 4. RP 900“.

Die Überprüfung der Konformität der Blöcke mit dem Referenzzustand zu Beginn der erneuten Überprüfung erfolgt vor Ort auf der Grundlage:

- *vor Ort* durchgeführten Kontrollen durch den Betreiber vor und während der betreffenden Zehnjahresinspektion,
- einer Prüfung der Betriebsunterlagen, der Kontroll- oder Prüfprogramme, der Betriebsanweisungen und Richtlinien sowie der zugehörigen Pläne und Schemata.

Wird ein Befund festgestellt, wird eine Charakterisierung vorgenommen, die dazu führen kann, dass eine Nichteinhaltung einer definierten Anforderung an ein für den Schutz der Interessen wichtiges Element (EIP) festgestellt wird oder nicht, was eine Abweichung im Sinne des geänderten Erlasses vom 7. Februar 2012 zur Festlegung der allgemeinen Vorschriften für Kernkraftwerke darstellt.

Die nachstehende Tabelle gibt einen Überblick über die im Arbeitsprogramm der ECOT 4 RP 900 ausgewählten Themen, den Kontext sowie den Inhalt des Programms für jedes der Themen.

Nr.	Thema	Bereich	Inhalt
1	**Bauingenieurwesen**	Geringe radiologische und nicht-radiologische Risiken	Die EIPr bestehen aus den letzten Rückhaltebecken und Auffanggruben, die an allen Bauwerken vorhanden sind. Diese letzten Bauwerke sind diejenigen, deren eine Seite in direktem Kontakt mit der Umwelt steht und bei denen ein Undichtigkeitsfehler zu einer direkten Umgehung der Einhausung und zu einer Freisetzung in die Umwelt ohne Möglichkeit einer zusätzlichen Auffangung führen könnte. Der Zustand dieser EIPR wird regelmäßig durch die Anwendung der PBMP für den Tiefbau (GC) überprüft. Der Umfang der Kontrollen für ECOT[4] RP 900 besteht somit darin, einen Bericht über die Umsetzung der PBMP in Bezug auf diese EIPR zu erstellen, eine Bestandsaufnahme der festgestellten Mängel vorzunehmen und gegebenenfalls die durchgeführten Instandsetzungsmaßnahmen aufzuführen.
			In Übereinstimmung mit dem ECOT 3 RP 1300 wurde beschlossen, eine Konformitätsprüfung der Aufbereitungshilfsgebäude (BAC) auf der Grundlage der Bilanz zur Umsetzung der PBMP für den Tiefbau (GC) durchzuführen.
			Es wurde beschlossen, eine Konformitätsprüfung der BONNA-Galerien und -Rohrleitungen des SEC-Kreislaufs durchzuführen. Diese Prüfung stützt sich auf die Ergebnisse des PBMP.
2	**Als EIPI identifizierte Anlagen**	Mängel	Überprüfung der ordnungsgemäßen Funktion der Anlagen auf der Grundlage der Ergebnisse regelmäßiger Prüfungen, dokumentarische Überprüfung der Anlagenlisten und der zugehörigen Betriebsunterlagen.
3	**Qualifizierung von Ausrüstungen für Unfallbedingungen (EIPS)**	Strahlungsrisiken (Thema Unfälle)	Überprüfung der organisatorischen und dokumentarischen Vorkehrungen von MQCA, Stichprobenprüfung der Ausrüstung und, sofern möglich, der Ausrüstung, bei der seit dem 3 RP Abweichungen oder ESS festgestellt wurden.
4	**Blitzschlag**	Strahlungsrisiken (Thema: Einwirkungen)	*Vor-Ort*-Kontrollen der Einhaltung der Bestimmungen der Blitzschlag-Risikoanalyse, der Wartungsanweisungen und des Blitzschlag-Logbuchs.
5	**Besonderheiten bei der Auslegung von Sicherungssystemen**	Strahlungsrisiken (Thema Unfälle)	Dokumentenprüfung der mechanischen Schemata von 11 Systemen, die für die Auslegungsunfälle im Rahmen des Sicherheitsnachweises erforderlich sind.
6	**Auswertung der Feststellungen**	Alle Bereiche	Überprüfung der Abweichungsberichte und/oder CSTA-Maßnahmenpläne, stichprobenartige Überprüfung der Wirksamkeit der Abhilfemaßnahmen zum Abschluss der Feststellungen.
7	**Rohrleitungen**	Alle Bereiche	*Vor-Ort-Kontrollen* von Rohrleitungen und SER-Behältern: *„Rohrleitungen aus Schwarzstahl“, „Rohrleitungen mit Wärmedämmung“, „kritische* Durchführungen“
8	**Erdbeben – Halterungen**	Strahlungsrisiken (Thema: Einwirkungen)	*Vor-Ort-Prüfung* der Halterungen unter Einbeziehung der Prüfung auf Übereinstimmung mit den RIS-Plänen des CPY zur Verhinderung von Peitschenbewegungen.
9	**Erdbeben – Verankerung**	Strahlungsrisiken (Thema: Einwirkungen)	*Vor-Ort-Prüfung* der Verankerungen. Das ursprüngliche Programm wird durch die Einbeziehung der Überprüfung der Übereinstimmung mit dem Plan für die RIS-Anti-Peitschen-Rahmen des CPY ergänzt.
10	**Eindämmung – Belüftung**	Strahlungsrisiken (Thema: Beschädigungen/Unfälle)	*Vor-Ort*-Prüfung der Dichtheit der Auffangvorrichtungen (Leckageauffangbehälter, Handschuhkästen) und der Lüftungskanäle.
11	**Brand**	Strahlungsrisiken (Thema: Einwirkungen)	Überprüfung der ordnungsgemäßen Umsetzung der nach dem 3 RP beschlossenen Änderungen, Überprüfung der Betriebsunterlagen und Bilanz der Kontrollen der Brandschutztrichter.
12	**Explosion**	Strahlungsrisiken (Thema: Einwirkungen)	*Vor-Ort-Kontr*olle der Rohrleitungen, in denen explosionsgefährliche Medien transportiert werden, Überprüfung auf Dichtheit mit dem Explosimeter, Überprüfung der örtlichen Beschilderung.
13	**Interne Überschwemmung**	Strahlungsrisiken (Thema: Einwirkungen)	Für das Elektroraumgebäude und die unmittelbar angrenzenden Einrichtungen: *Vor-Ort*-Prüfung von Siphons, Abflussrinnen, Auffangrinnen und Auffangbehältern sowie Überprüfung der Konformität der Betriebsunterlagen.
14	**Externe Überschwemmung**	Strahlungsrisiken (Thema: Einwirkungen)	Überprüfung der Konformität der Betriebsanweisungen, der Krisenorganisationsanweisungen und der damit verbundenen materiellen Vorkehrungen.
15	**Lokale Krisenausrüstung (MLC)**	Strahlungsrisiken (Thema SOH)	Überprüfung der Betriebsunterlagen und der Kennzeichnung der MLC.

Ergänzungen zum ECOT

Das ECOT-Programm, das aus den im vorigen Absatz aufgeführten 15 Themen besteht, wurde ergänzt durch:

- sogenannte „CONF1"-Vor-Ort-Besichtigungen mit Kontrollen *vor Ort*, um die Konformität ausgewählter EIPS-Ausrüstung sicherzustellen, wobei insbesondere die unmittelbare Umgebung dieser Ausrüstung berücksichtigt wurde. Bei der für diesen Ansatz ausgewählten EIPS-Ausrüstung handelt es sich um Ausrüstung, die direkt zum Rückzug und zur Aufrechterhaltung eines sicheren Zustands beiträgt: die Notstromversorgungspumpen der Dampferzeuger ASG (Motorpumpen und Turbopumpen), die Motorpumpen für die Versorgung mit gefiltertem Rohwasser SEC, die (Diesel-)Motoren der Notstromaggregate LHP und LHQ sowie deren Hilfseinrichtungen.
- EDF hat sich verpflichtet, zusätzliche Kontrollen zu verschiedenen Themen durchzuführen:
  - Sichtprüfungen der Rohrleitungen in Bodennähe im Reaktorgebäude (BR),
  - Sichtprüfungen der Sensoren im BR,
  - Prüfungen der Halterungen des JPI-Brandbekämpfungsnetzes,
  - Prüfungen der Halterungen im BR, im BAN, im BK und im BW,
  - Dichtheitsprüfungen der Dachtrichter der Dieselgebäude,
  - Prüfung der Schraubverbindungen,
  - Prüfungen einer Stichprobe der Feuerlöschrohrleitungen außerhalb des Elektroraums (BL),
  - Prüfungen der Schaltanlagen, Sicherungshalter und Anschlüsse in Schaltschränken außerhalb des Reaktorgebäudes, die für Unfallbedingungen wie Erdbeben der Stufe K3 qualifiziert sind,
  - ergänzende Prüfungen der ortsfesten Löschanlagen des Brandschutznetzes.

Spezifischer Teil für Block 2 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Der Reaktorblock Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais weist im Vergleich zum Zustand „Palier" keine Besonderheiten auf.

Bilanz zum Zustand des Blocks

Am Standort Blayais wurden die Prüfungen im Rahmen der Programme zu den verschiedenen Themen des ECOT durchgeführt. Wie oben erläutert, handelt es sich dabei um ergänzende Maßnahmen zu den Betriebsvorschriften, um durch gezielte Kontrollen die Konformität der Anlagen zu überprüfen.

Für den Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais wurden die im Rahmen der in Abschnitt 1.2.1 beschriebenen Themenprogramme geforderten Kontrollen vor der Abweichung des Blocks abgeschlossen.

Gemäß den geltenden Vorgaben wird innerhalb von drei Monaten nach der Abschaltung von VD4 ein Bericht erstellt.

Thema „Tiefbau"

Für dieses Thema besteht die im Rahmen des ECOT durchgeführte Kontrolle darin, einen Bericht über den Stand der Umsetzung der PBMP für die EIPR sowie für die Zulauf- und Ableitungsleitungen aus Beton mit Blechkern (CBAT) des SEC-Kreislaufs zu erstellen.

Alle im Rahmen des Programms zum Thema „Bauingenieurwesen" geforderten Prüfungen wurden durchgeführt.

Für die Bauwerke, bei denen Mängel festgestellt wurden, wurden Maßnahmen zur Wiederherstellung der Konformität festgelegt, die nach einem den Anforderungen angemessenen Zeitplan durchgeführt werden sollen.

Die drei im Rahmen der Wartungsbilanzen festgestellten Abweichungen wurden analysiert und behoben.

Entsprechend den Zielen des ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfung im Bereich Bauingenieurwesen die Bewertung der Konformität des Blocks Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais mit den zu Beginn der erneuten Überprüfung geltenden Vorgaben, um die Sicherheit der Anlage im Anschluss an die vorherige Überprüfung unter Einbeziehung der zwischen den Überprüfungen gewonnenen Betriebserfahrungen zu festigen.

Thema *„EIPi-Ausrüstung“*

Das Ziel des Themenbereichs „EIPI-Ausrüstung“ besteht darin, die Vollständigkeit der vorbeugenden Instandhaltung der EIPI-Ausrüstung zu überprüfen und die Konformität des Zustands der Ausrüstung nach der durchgeführten Instandhaltung zu kontrollieren.

Die Ergebnisse der ECOT-Prüfungen zu diesem Thema sind in Teil II – Kapitel 1 – Abschnitt 1.2.2 dargestellt.

Entsprechend den Zielen der ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfung zum Thema „EIPi-Ausrüstung“ “ ermöglichten es, die Konformität des Blocks Nr. 2 von Blayais mit dem zu Beginn der erneuten Überprüfung geltenden Referenzrahmen zu bewerten, um die Sicherheit der Anlage in Fortführung der vorherigen Überprüfung zu festigen und dabei die Betriebserfahrungen aus der Zeit zwischen den Überprüfungen einzubeziehen.

Thema *„Qualifizierung der Ausrüstung unter Unfallbedingungen“*

Das Ziel des Themas *„Qualifizierung von Ausrüstungen für* Unfallbedingungen“ der Konformitätsprüfung besteht darin, zu überprüfen, ob die vorgeschriebenen Maßnahmen zur Gewährleistung der Dauerhaftigkeit der Qualifizierung in die lokalen Organisationsstrukturen integriert sind.

Es wurden Überprüfungen der organisatorischen Vorkehrungen durchgeführt und 257 für Unfallbedingungen qualifizierte Ausrüstungen (MQCA) im Reaktorblock physisch kontrolliert. Alle im Rahmen des Programms zum Thema „Qualifizierung für Unfallbedingungen“ geforderten Kontrollen wurden für den Reaktorblock Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais durchgeführt.

Dreizehn Mängel im Zusammenhang mit Block 2 wurden analysiert und alle behoben. Nach der Charakterisierung wurden keine Abweichungen festgestellt.

Entsprechend den Zielen des ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfung zum Thema *„Qualifizierung der Ausrüstung für* Unfallbedingungen“ die Bewertung der Konformität des Blocks Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais mit den zu Beginn der Überprüfung geltenden Vorgaben, um die Sicherheit der Anlage zu festigen – in Fortführung der vorherigen Überprüfung unter Einbeziehung der Betriebserfahrungen zwischen den Überprüfungen.

Thema *„Blitzschlag“*

Das Ziel des Themas *„Blitzschlag“* besteht darin, sicherzustellen, dass die Vorgaben des Referenzrahmens „Blitzschlag“ eingehalten werden.

Alle im Rahmen des Programms zum Thema „Blitzschlag“ geforderten Prüfungen wurden durchgeführt. Im Anschluss an diese Prüfungen wurde ein Programm zur Wiederherstellung der Konformität erstellt und in den Anlagen umgesetzt. Die Arbeiten wurden zu Beginn der zehnjährigen Inspektion des Blocks Nr. 2 abgeschlossen.

In Übereinstimmung mit den Zielen des ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfung zum Thema „Blitzschlag“ die Bewertung der Konformität des Blocks Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais mit dem zu Beginn der erneuten Überprüfung geltenden Regelwerk, um die Sicherheit der Anlage in Fortführung der vorherigen Überprüfung zu festigen und dabei die Betriebserfahrungen aus der Zeit zwischen den Überprüfungen zu berücksichtigen.

Thema *„Konstruktionsspezifika der* Sicherheitssysteme“

Das Ziel des Themas „*Konstruktionsspezifika von* Sicherheitssystemen“ besteht darin, die Abweichungen zwischen den mechanischen Referenzplänen und den in den Dokumentendatenbanken des Kernkraftwerks verfügbaren mechanischen Plänen für die ausgewählten Systeme des betreffenden Blocks (ASG, EAS, ETY, GCTa, RCV, REA, RIS, RRA, RRI, PTR, SEC) zu überprüfen.

Alle im Rahmen des Programms zum Thema „*Besonderheiten der Auslegung von Sicherheitssystemen*“ geforderten Überprüfungen wurden durchgeführt.

Die 169 festgestellten Abweichungen in den Schemata des Blocks Nr. 2 wurden bearbeitet. Nach der Charakterisierung wurden keine Abweichungen festgestellt.

Entsprechend den Zielen des ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfung zum Thema „*Besonderheiten der Auslegung von* Sicherheitssystemen“ ermöglichten es, die Konformität des Blocks Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais mit den zu Beginn der Überprüfung geltenden Vorgaben zu bewerten, um die Sicherheit der Anlage in Fortführung der vorherigen Überprüfung unter Einbeziehung der zwischen den Überprüfungen gewonnenen Betriebserfahrungen zu festigen.

Thema *„Überprüfung der Bearbeitung von* Feststellungen“

Das Ziel des Themas *„Überprüfung der Bearbeitung von* Feststellungen“ besteht darin, die Robustheit des Prozesses zur Bearbeitung von Feststellungen im Kernkraftwerk Blayais zu überprüfen.

Das Kontrollprogramm ECOT VD4 zu diesem Thema sieht zwei Teile vor, die Folgendes betreffen:

- Die Bearbeitung von materiellen Abweichungen mit dem Status „Abgeschlossen, aber nicht geschlossen“.
- Eine Überprüfung im Stil einer „Bestandsaufnahme“, bei der die Qualität der Phasen zur Charakterisierung der Feststellungen, die Bearbeitung der Abweichungen sowie die Angemessenheit und Wirksamkeit der Bearbeitungsmaßnahmen untersucht werden.

Alle im Rahmen des Programms zum Thema *„Überprüfung der Bearbeitung von* Feststellungen“ geforderten Kontrollen wurden durchgeführt.

Bei allen CSTA-Aktionsplänen mit dem Status „Abweichungen: Ja“ und „Abgeschlossen, aber nicht abgeschlossen“ in EIPs wurden die Abschlussbedingungen erneut überprüft. Alle konnten in ihrem aktuellen Zustand begründet werden.

Die Prüfung vom Typ „Überprüfung“ wurde vollständig durchgeführt und ist

konform. Bei diesen Prüfungen wurden keine Abweichungen festgestellt.

Entsprechend den Zielen des ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfung zum Thema *„Überprüfung der Bearbeitung von* Feststellungen“ die Bewertung der Konformität von Tranche Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais mit dem zu Beginn der erneuten Überprüfung geltenden Referenzrahmen, um die Sicherheit der Anlage zu festigen – in Fortführung der vorherigen Überprüfung unter Einbeziehung der zwischen den Überprüfungen gewonnenen Betriebserfahrungen.

Thema *„Rohrleitungen“*

Ziel des Themas „Rohrleitungen“ ist es, die Unversehrtheit der Rohrleitungen aus Schwarzstahl (außer Brandschutz- und TRICE-Rohrleitungen) zu überprüfen, insbesondere an den Durchführungen durch Schalen und Betonwände für die Systeme ASG, EAS, ETY, LLS, PTR, RIS, SED und SER. Die Prüfungen beziehen sich auf die Unversehrtheit der Rohrleitungen und dienen dazu, generell das Fehlen von Mängeln zu überprüfen.

Alle im Rahmen des Programms zum Thema „*Rohrleitungen*“ geforderten Prüfungen wurden durchgeführt.

Die 14 festgestellten Mängel wurden analysiert und behoben, entweder durch eine Instandsetzung der Anlagen oder durch eine Begründung für deren Beibehaltung im aktuellen Zustand. Bei den Kontrollen wurden keine Abweichungen festgestellt.

Entsprechend den Zielen des ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfung zum Thema „Rohr*leitungen*“ die Bewertung der Konformität des Blocks Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais mit den zu Beginn der Überprüfung geltenden Vorgaben, um die Sicherheit der Anlage im Anschluss an die vorherige Überprüfung unter Einbeziehung der Betriebserfahrungen zwischen den Überprüfungen weiter zu festigen.

Themenbereich *„Erdbeben, Halterungen und* Verankerungen“

Das Ziel des Themenbereichs *„Erdbeben, Stützen und* Verankerungen“ besteht darin, Kontrollen auf der Grundlage der Instandhaltungsprogramme (PBMP) durchzuführen.

Die im Rahmen des Programms zum Thema „Erdbeben, Lagerung und Verankerung“ geforderten Kontrollen wurden am Block Nr. 2 durchgeführt (das entspricht 4.115 kontrollierten Verankerungen).

Die Analyse der festgestellten Mängel und gegebenenfalls die Einleitung von Abhilfemaßnahmen wurden ebenfalls behandelt.

Was die Behebung der Mängel betrifft, besteht der Ansatz darin, diese so früh wie möglich zu beheben. Aus diesem Grund konnte mit der Charakterisierung der festgestellten Mängel noch nicht begonnen werden, da hierfür sowohl auf Ebene des Kernkraftwerks als auch auf Ebene der nationalen Ingenieurzentren dieselben Ressourcen benötigt werden.

Angesichts der vorrangigen Mobilisierung der nationalen Ingenieurzentren zur Unterstützung der Standorte bei der Analyse und Behebung der Feststellungen im gesamten Bereich der Verankerungen und Halterungen wurden diese Anomalien nicht charakterisiert.

In Übereinstimmung mit den Zielen des ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfungen zum Thema „Erdbeben – Verankerung und Abstützung" die Bewertung der Konformität des Blocks Nr. 2 von Blayais mit den zu Beginn der Überprüfung geltenden Vorgaben, um die Sicherheit der Anlage zu festigen – in Fortführung der vorherigen Überprüfung unter Einbeziehung der Betriebserfahrungen zwischen den Überprüfungen.

Thema *„Eindämmung* – Belüftung"

Das Ziel des Themenbereichs *„Eindämmung – Belüftung*" besteht darin, die aus den Ergebnissen des vorherigen Konformitätsprüfungsprogramms abgeleiteten Kontrollmaßnahmen zu konsolidieren und zusätzliche Kontrollen an den Abschnitten der Kanäle oder an den Erfassungsvorrichtungen durchzuführen, die möglichst nah am Risikobereich installiert sind.

Alle im Rahmen des Programms zum Thema „*Eindämmung – Belüftung*" geforderten Kontrollen wurden durchgeführt.

Alle bei diesen Kontrollen festgestellten Mängel wurden analysiert und vor der Abweichung von Block 2 behoben. Nach der Charakterisierung wurden keine Abweichungen festgestellt.

Entsprechend den Zielen des ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfungen zum Thema „Eindämmung – Belüftung" ermöglichten es, die Konformität des Blocks Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais mit den zu Beginn der Überprüfung geltenden Vorgaben zu bewerten, um die Sicherheit der Anlage in Fortführung der vorherigen Überprüfung unter Einbeziehung der zwischen den Überprüfungen gewonnenen Betriebserfahrungen zu festigen.

Thema *„Brand"*

Das Ziel des Themas „Brand" besteht zum einen darin, den Prozess der Integration der Änderungen am Projekt zur Brandrisikokontrolle (MRI) sowie bestimmter lokaler Änderungen, die zwischen den Abschaltungen VD3 und VD4 (Referenzrahmen zu Beginn der Überprüfung) vorgenommen wurden, zu überprüfen und zum anderen die Bilanz der PBMP-Besichtigungen der Brandschutztrichter zu kontrollieren.

Alle im Rahmen des Programms zum Thema „*Brand*" geforderten Kontrollen befinden sich derzeit in der Abschlussphase.

Alle bei den bereits durchgeführten Prüfungen festgestellten Mängel wurden analysiert und behoben.

Nach der Charakterisierung wurden keine Abweichungen festgestellt.

Entsprechend den Zielen des ECOT ermöglichen die Ergebnisse der Konformitätsprüfungen zum Thema „Brand" die Bewertung der Konformität des Blocks Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais mit dem zu Beginn der Überprüfung geltenden Referenzrahmen, um die Sicherheit der Anlage im Anschluss an die vorherige Überprüfung unter Einbeziehung der Betriebserfahrungen zwischen den Überprüfungen zu festigen.

Thema „Explosion"

Das Ziel des Themenbereichs *„Explosion*" besteht darin, Folgendes durchzuführen:

- Externe Sichtprüfungen der Rohrleitungen, einschließlich schwer zugänglicher Bereiche, wärmeisolierter Abschnitte (die entwärmt werden müssen) und Durchführungen.
- Dichtheitsprüfungen in der Nähe der an diesen Rohrleitungen installierten Armaturen mithilfe eines Explosimeters.
- Die Überprüfung des Vorhandenseins von Kennzeichnungsschildern an den Rohrleitungen.

Der Umfang der Prüfungen erstreckt sich auf Kreisläufe, in denen explosive Medien fließen: Wasserstoff, wasserstoffhaltige Medien und alle anderen vor Ort verwendeten explosiven Medien wie beispielsweise Acetylen.

Alle im Rahmen des Programms zum Thema *„Explosion*" geforderten Prüfungen wurden durchgeführt.

Bei den Kontrollen wurden keine Unregelmäßigkeiten oder Abweichungen festgestellt.

Entsprechend den Zielen des ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfung zum Thema „*Explosion*“ die Bewertung der Konformität des Blocks Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais mit den zu Beginn der Überprüfung geltenden Vorgaben, um die Sicherheit der Anlage im Anschluss an die vorherige Überprüfung unter Einbeziehung der zwischen den Überprüfungen gewonnenen Betriebserfahrungen weiter zu festigen.

Thema *„Interne* Überflutung“

Das Ziel des Themas *„Interne* Überflutung“ besteht darin, die materiellen und dokumentarischen Schutzmaßnahmen hinsichtlich des Risikos einer internen Überflutung zu überprüfen. Diese Konformitätsprüfung betrifft offene Durchführungen (Siphons, Gullys, Rinnen) und geschlossene Durchführungen (Trichter) der elektrischen Gebäude (BL) und der Peripheriegebäude (BW).

Sämtliche Konformitätsprüfungen der Wartungsinspektionen sowie die Konformitätsprüfungen der Ausrüstung wurden gemäß dem Programm des Themas *„Interne Überschwemmung“* durchgeführt.

Alle bei diesen Kontrollen festgestellten Mängel wurden analysiert und behoben. Nach der Charakterisierung wurden keine Abweichungen festgestellt.

Entsprechend den Zielen des ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfungen zum Thema „Interne Überflutung“ die Bewertung der Konformität des Blocks Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais mit den zu Beginn der Überprüfung geltenden Vorgaben, um die Sicherheit der Anlage im Anschluss an die vorherige Überprüfung unter Einbeziehung der zwischen den Überprüfungen gewonnenen Betriebserfahrungen weiter zu festigen.

Thema *„Externe* Überschwemmung“

Die im Rahmen des ECOT zum Thema *„Externe* Überschwemmung“ durchgeführten Kontrollen dienten der Erfüllung der Vorgaben des ASN-Leitfadens Nr. 13 zur Überprüfung der Umsetzung der Studien des 4ᵉ RP 900.

Das Ziel des Themas „Externe Überschwemmung“ ist es:

- Die ordnungsgemäße Umsetzung des neuen Referenzrahmens zu überprüfen, der den ASN-Leitfaden Nr. 13 konkretisiert.
- den Zustand der technischen Einrichtungen (Spundwände, Rückschlagklappen, Absperrvorrichtungen, Metallschwellen und Betonaufbauten, mobile Pumpen und Stromaggregate…) zu überprüfen.
- Die ordnungsgemäße Umsetzung des neuen Referenzrahmens für die Standortorganisation zu überprüfen.

Da die mit dem Standortdossier der Stufe 5 verbundenen baulichen Änderungen für die VD4 des Blocks Nr. 2 noch nicht integriert waren, wurden die ECOT-Prüfungen gemäß dem zum Zeitpunkt der Prüfungen geltenden Regelwerk durchgeführt, d. h. dem Standortdossier der Stufe 3.

Alle im Rahmen des Programms zum Thema *„Externe* Überschwemmung“ geforderten Prüfungen wurden durchgeführt.

Alle bei diesen Kontrollen festgestellten Mängel wurden analysiert und behoben. Nach der Charakterisierung wurden keine Abweichungen festgestellt.

Entsprechend den Zielen der ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfungen zum Thema *„Externe* Überschwemmung“ die Bewertung der Konformität des Blocks Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais mit dem geltenden Regelwerk, um die Sicherheit der Anlage im Anschluss an die vorherige Prüfung unter Einbeziehung der zwischen den Prüfungen gewonnenen Betriebserfahrungen weiter zu festigen.

Thema *„Lokale Krisenausrüstung*“

Das Ziel des Themas *„Lokale Notfall*ausrüstung“ besteht darin, die Einsatzbereitschaft der lokalen Notfallausrüstung (MLC) zu überprüfen, die mobile Sicherheitsausrüstung, den internen Notfallplan und den „Post-Fukushima“-Notfallplan sowie persönliche Schutzausrüstung umfasst, die im Falle eines Unfalls eingesetzt werden kann.

Nach dem Unfall von Fukushima wurden die damit verbundenen Anforderungen und die dauerhafte Organisation zur Gewährleistung der Einsatzbereitschaft der lokalen Krisenausrüstung neu definiert.

Das Prüfprogramm des ECOT basiert auf:

- der Überprüfung der Einsatzbereitschaft der Ausrüstung und des Materials
- Die Überprüfung der Einhaltung der dokumentarischen und organisatorischen Anforderungen.

Die Ausrüstungen der 26 MLC wurden alle überprüft (Einsatzbereitschaft, dokumentarische und organisatorische Anforderungen).

Alle im Rahmen des Programms zum Thema *„Lokale Krisenausrüstung*“ geforderten Kontrollen wurden durchgeführt.

Alle bei diesen Kontrollen festgestellten Unregelmäßigkeiten wurden analysiert und behoben. Nach der Einstufung wurden keine Abweichungen festgestellt.

Entsprechend den Zielen des ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfungen zum Thema *„Lokale* Notfallausrüstung“ die Bewertung der Konformität von Tranche Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais mit den zu Beginn der erneuten Überprüfung geltenden Vorgaben, um die Sicherheit der Anlage in Fortführung der vorherigen Überprüfung zu festigen und dabei die Betriebserfahrungen zwischen den Überprüfungen zu berücksichtigen.

Thema „Ergänzende ECOT-Vor-Ort-Besichtigungen (CONF1)“

Das Ziel des Themas „ECOT-Vor-Ort-Besichtigungen (CONF1)“ besteht darin, mit multidisziplinären Teams Vor-Ort-Besichtigungen von für die Sicherheit wichtigen Anlagen durchzuführen, um deren Konformität sicherzustellen. Die für diesen ersten Teil des Vorgehens im Rahmen der VD4 von Blayais 2 ausgewählten EIPS-Anlagen sind:

- die Speisepumpen der ASG-Dampferzeuger,
- der Notwasservorratstank der ASG-Dampferzeuger,
- die Zwischenkühlwasser-Wärmetauscher RRI/SEC,
- die gefilterten Rohwasser-Versorgungspumpen SEC,
- die Notstromaggregate LHP und LHQ.

Diese als „CONF1“ bezeichneten Vor-Ort-Besichtigungen fanden zwischen November 2022 und Januar 2023 am Block Nr. 2 statt.

Alle im Rahmen des Programms zum Thema „ECOT-Vor-Ort-Besichtigungen (CONF1)“ geforderten Prüfungen wurden durchgeführt. Es wurden keine Abweichungen festgestellt. Zweiundzwanzig bei diesen Prüfungen festgestellte geringfügige Mängel werden derzeit behoben.

Entsprechend den Zielen des ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfungen zum Thema „Ergänzende ECOT-Vor-Ort-Besichtigungen (CONF1)“ ermöglichten es, die Konformität des Blocks Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais mit den zu Beginn der Überprüfung geltenden Vorgaben zu bewerten, um die Sicherheit der Anlage in Fortführung der vorherigen Überprüfung unter Einbeziehung der Betriebserfahrungen zwischen den Überprüfungen zu festigen.

Thema „Gezielte ergänzende Kontrollen“

Das Ziel des Themas „Gezielte ergänzende Kontrollen“ besteht darin, die ergänzenden Kontrollen zur ECOT VD4 gemäß den von EDF im Rahmen des Prüfverfahrens zur ECOT VD4 900 MWe eingenommenen Standpunkten und ergriffenen Maßnahmen sowie als Reaktion auf die Empfehlungen Nr. 4, 5 und 6 aus dem technischen Gutachten des IRSN vom 6. März 2019 durchzuführen.

Alle im Rahmen des Programms zum Thema „Ergänzende Kontrollen ECOT
“ wurden durchgeführt.

Die bei den Kontrollen festgestellten Unregelmäßigkeiten wurden analysiert und behoben. Bei diesen Kontrollen wurden keine Abweichungen festgestellt.

Entsprechend den Zielen des ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfungen zum Thema „Ergänzende ECOT-Kontrollen“ ermöglichten es, die Konformität des Blocks Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais mit den zu Beginn der Überprüfung geltenden Vorgaben zu bewerten, um die Sicherheit der Anlage in Fortführung der vorherigen Überprüfung zu festigen und dabei die Betriebserfahrungen aus der Zeit zwischen den Überprüfungen zu berücksichtigen.

1.2.2. Nicht-radiologische Risiken

1.2.2.1. Beherrschung der behördlichen Konformität – Allgemeiner Teil – Stufe

Die wichtigsten für die CPY-Stufe geltenden Rechtsvorschriften in Bezug auf konventionelle Risiken sind:

- Titel IX von Buch V des Umweltgesetzbuchs über die nukleare Sicherheit und grundlegende kerntechnische Anlagen, insbesondere die Artikel L.593-18 und L.593-19;
- Geänderter Erlass vom 7. Februar 2012 zur Festlegung der allgemeinen Vorschriften für kerntechnische Basisanlagen;
- Beschluss Nr. 2013-DC-0360 der Behörde für nukleare Sicherheit vom 16. Juli 2013, betreffend die Begrenzung von Belästigungen sowie der Auswirkungen von Kernanlagen der Grundausstattung auf Gesundheit und Umwelt, genehmigt durch den Erlass vom 9. August 2013, geändert durch den Erlass vom 5. Dezember 2016 zur Genehmigung des Beschlusses Nr. 2016-DC-0569.

Die Einhaltung der Vorschriften durch die Anlage wird durch eine Abfolge von Schlüsselschritten sichergestellt: Ermittlung der Rechtsvorschriften und Anforderungen, Bewertung des jeweiligen Konformitätsstatus, Bearbeitung der teilweise oder nicht eingehaltenen Anforderungen im Rahmen des Konformitätsmanagements sowie regelmäßige Neubewertung des Konformitätsstatus.

Spezifischer Teil zu Block 2 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais weist im Hinblick auf den „Palier"-Zustand keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Ergebnisse der Überwachung der Einhaltung der gesetzlichen Vorschriften sind in Teil II – Kapitel 1 – § 1.1.2.2 dargestellt.

Im Rahmen der Anforderungen an das Compliance-Management in Bezug auf nicht-radiologische Risiken hat das Kernkraftwerk Blayais Studien in Auftrag gegeben, um seine Eindämmungsstrategie gemäß Artikel 4.3.6 des Beschlusses Nr. 2013-DC-0360 zu verbessern. Der Studienbericht zur Analyse der Machbarkeit der Eindämmung einer Freisetzung (infolge einer Handhabung oder eines Unfalls) in Verbindung mit Regenwasser wurde der ASN im Juni 2021 übermittelt. Eine Änderung, die die Eindämmung einer mit Regenwasser vermischten Freisetzung gefährlicher oder radioaktiver Stoffe gewährleistet, wird derzeit geprüft und spätestens bis Ende 2030 umgesetzt.

Die übrigen in diesen Texten identifizierten Anforderungen an das Compliance-Management fallen nicht in den Bereich der Risiken oder haben keine Auswirkungen auf die geschützten Interessen.

1.2.2.2. Einhaltung der festgelegten Anforderungen in Bezug auf die EIPR – Allgemeiner Teil – Stufe

Artikel 1.3 des geänderten Erlasses vom 7. Februar 2012 definiert somit ein wichtiges Element für den Schutz:
„wichtiges Element für den Schutz der in Artikel L.593-1 des Umweltgesetzbuchs genannten Interessen (öffentliche Sicherheit, Gesundheit und Hygiene, Natur- und Umweltschutz), d. h. Struktur, Ausrüstung, System (geplant oder ungeplant), Hardware, Komponente oder Software, die in einer kerntechnischen Anlage vorhanden sind oder unter der Verantwortung des Betreibers stehen und eine für den in Artikel L.597-7 Absatz 2 des Umweltgesetzbuchs genannten Nachweis erforderliche Funktion erfüllen oder die Überprüfung gewährleisten, dass diese Funktion erfüllt wird".

Die für den Schutz der Interessen vor konventionellen Risiken wichtigen Elemente (EIPR) der CPY-Stufe sind die Rückhaltebecken und Auffanggruben, die als letzte Barriere (Bauwerk, bei dem mindestens eine Seite in direktem Kontakt mit der Umwelt steht) identifiziert wurden und eine letzte Barriere für den Umweltschutz darstellen.

Ein den Risiken angemessenes Vorgehen, das auf der Gefährlichkeit der flüssigen Stoffe und den gelagerten Mengen basiert, ermöglicht es, Stoffe zu identifizieren, die *„aus ökologischer Sicht besondere Beachtung verdienen*“. Für diese Stoffe werden die EIPR auf aktive Anlagen ausgeweitet, die zur Rückhaltung von Flüssigkeiten beitragen. Darüber hinaus stellen die letzten Bauwerke im Regenwassernetz als letzte Isolationsbauwerke vor der Einleitung in die Umwelt ebenfalls EIPR dar.

Die Einhaltung der festgelegten Anforderungen an die EIPR wird durch eine regelmäßige Überprüfung ihrer ordnungsgemäßen Funktion und Positionierung sichergestellt. Für die historischen EIPR (Sammelschächte und Endrückhaltebecken) wurde beschlossen, eine Bestandsaufnahme zur Umsetzung der vorbeugenden Instandhaltungsprogramme vorzunehmen. Ein solcher Ansatz läuft darauf hinaus, eine Bilanz des Instandhaltungsprogramms für den Tiefbau zu ziehen, was im Übrigen bereits im Rahmen des Themas „Tiefbau“ des ECOT des 4. RP 900 gefordert wird (vgl. Teil I – Kapitel 1 – Abschnitt 1 – § 1.2.1). Dies trägt zur Erfüllung der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [INC-A] bei. Ergänzend dazu hat EDF die Angemessenheit der laufenden Kontroll- und Instandhaltungsmaßnahmen im Hinblick auf ihre Ziele und die entsprechenden besten verfügbaren Techniken erneut überprüft.

Es wurde eine Liste der neuen Anlagen erstellt, die den EIPR-Status aufweisen (aktive Anlagen *mit „beachtlichen* Umweltauswirkungen“ und endgültige Bauwerke im Bereich SEO).

Spezifischer Teil zu Block 2 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Bilanz zum Zustand des Blocks

Gemäß der im Rahmen des ECOT des 4. RP 900 geforderten Planung wurden die historischen EIPR des Blocks Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais überprüft. Es wurden drei Abweichungen festgestellt und an den betroffenen Bauwerken behoben.

1.2.2.3. Zusätzliche Untersuchungen an unterirdischen Bauwerken –

Allgemeiner Teil „Palier“

Das Programm *„Unterirdische oder in schwer zugänglichen Kanälen verlegte* Rohrleitungen“ ist ein im Rahmen des 4. RP 900 durchgeführtes ergänzendes Kontrollprogramm.

Das durchgeführte Verfahren erfolgt in vier Schritten:

1. Risikoanalyse:

   Phase 1: Erfassung der Eingabedaten und Bestandsaufnahme der Rohrleitungen,

   Phase 2: elektronische Verarbeitung dieser Daten und Analyse der Ergebnisse, Phase

   3: Festlegung der durchzuführenden Inspektionen.
2. Inspektionen vor Ort: Inspektionen von außen und/oder von innen je nach Konfiguration der Rohrleitungen,
3. Diagnosen,
4. Gegebenenfalls Reparaturen an den Rohrleitungen oder ein Programm zur Überwachung bzw. zum Austausch.

Spezifischer Teil zu Block 2 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais weist hinsichtlich des Zustands „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Bewertung der Betriebsfähigkeit der unterirdischen und in schwer zugänglichen Kanälen verlegten Rohrleitungen des Kernkraftwerks Blayais über die VD4 hinaus basiert auf der „Fitness For Service"-Methode (FFS), die sich an der internationalen Praxis und den Ergebnissen von Kontrollen mittels Ferninspektion (ITV) orientiert.

Ziel der FFS-Methode ist es, die Eignung der Rohrleitungen zur Erfüllung ihrer Funktion bis zum Jahr 2035 (10 Jahre nach der letzten VD4 des Kernkraftwerks Blayais) nachzuweisen.

Im Rahmen des für das Kernkraftwerk Blayais geltenden Programms für unterirdische Rohrleitungen wurden Rohrleitungsinspektionen an den Systemen JPU, KER, RPE, SAT, SDX, SEA, SEK, SEP, SER, SGZ, SRE, SVA und TER durchgeführt.

Ultraschall-Dickenmessungen wurden an den Systemen JPU, KER, RPE, SAT, SEA, SEK, SEP, SER, SGZ, SRE, SVA und TER durchgeführt.

Bei diesen Systemen – mit Ausnahme des JPU-Netzes – ermöglicht die FFS-Methode die Bestätigung der Eignung der geprüften Rohrleitungen, ihre Funktion bei VD4+10 Jahren zu gewährleisten.

Was das JPU-System betrifft, so konnte mithilfe der FFS-Methode die Eignung von 2 der 6 untersuchten Abschnitte bestätigt werden. Bei 4 Abschnitten hatte sich nämlich Erde an den Rohrleitungen angesammelt, sodass keine Wanddickenmessungen durchgeführt werden konnten. Um die Analyse zu vervollständigen, wurden JPU-Abschnitte anlässlich der im Rahmen der Bauarbeiten für das Lokale Krisenzentrum (CCL) durchgeführten Umleitung der Leitungsnetze entnommen. An diesen Abschnitten wurden eine Oberflächenvorbereitung sowie Dickenmessungen im Labor durchgeführt. Die Anwendung der FFS-Methode ermöglicht es, die Eignung der geprüften Rohrleitungen zur Erfüllung ihrer Funktion bei VD4+10 Jahren zu bestätigen.

Es wurden ebenfalls SEP-Abschnitte entnommen, an denen im Labor Dickenmessungen durchgeführt wurden. Die Anwendung der FFS-Methode ermöglicht es, die Eignung der geprüften Rohrleitungen zur Erfüllung ihrer Funktion zu bestätigen

1.3. FAZIT

Die Überprüfung der Übereinstimmung der Abschnitte mit dem Referenzzustand erfolgt vor Ort auf der Grundlage:

- *vor Ort* durchgeführten Kontrollen durch den Betreiber;
- einer Prüfung der Betriebsunterlagen, der Kontroll- oder Prüfprogramme, der Betriebsanweisungen und Richtlinien sowie der zugehörigen Pläne und Schemata.

Die im Rahmen des Konformitätsprüfungsprogramms vorgeschriebenen Kontrollen sowie die ergänzenden Kontrollen zur ECOT (Vor-Ort-Besichtigungen und gezielte Kontrollen) wurden am Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen seiner regelmäßigen Überprüfung im Rahmen der 4. zehnjährigen Inspektion durchgeführt.

Die festgestellten Mängel und Abweichungen wurden analysiert, begründet und/oder behoben, mit Ausnahme von 22 Mängeln im Bereich „Vor-Ort-Besichtigung", die derzeit bearbeitet werden.

Abgesehen davon wurden alle Abweichungen im Zusammenhang mit den im Rahmen der Konformitätsprüfung durchgeführten Kontrollen bearbeitet.

Zusammenfassend lässt sich sagen, dass die im Rahmen der Konformitätsprüfung des Blocks Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais durchgeführten Kontrollen und Maßnahmen den Nachweis der Eignung für die Fortsetzung des Betriebs dieses Blocks für den Zehnjahreszeitraum VD4-VD5 unter zufriedenstellenden Sicherheitsbedingungen weiter untermauert haben.

Was die Umsetzung des Programms für unterirdische Rohrleitungen im Kernkraftwerk Blayais betrifft, so konnte mithilfe der FFS-Methode die Eignung der inspizierten Rohrleitungen zur Erfüllung ihrer Funktion bei VD4+10 Jahren bestätigt werden.

ABSCHNITT 2: PROGRAMM FÜR ERGÄNZENDE UNTERSUCHUNGEN (PIC)

2. PROGRAMM FÜR ERGÄNZENDE UNTERSUCHUNGEN (PIC) _____ 36
2.1. ZIEL 36
2.2. ANTWORT 36
2.3. FAZIT 37

2. PROGRAMM FÜR ERGÄNZENDE UNTERSUCHUNGEN (PIC)

2.1. ZIEL

Die Durchführung des Programms für ergänzende Untersuchungen „PIC“ zielt darauf ab, die Angemessenheit der vorbeugenden Instandhaltung der Anlagen zu untermauern und sicherzustellen, dass in Bereichen, die üblicherweise nicht überprüft werden, keine Betriebsschäden vorliegen.

Bislang wurden PIC im Rahmen der zweiten und dritten Zehnjahresinspektionen der 900-MWe- und 1300-MWe-Blöcke sowie der zweiten Zehnjahresinspektionen der 1450-MWe-Blöcke erstellt und umgesetzt. Die im Rahmen des PIC vorgeschlagenen Prüfungen werden ergänzend zu den geltenden Überwachungs- und Instandhaltungsrichtlinien festgelegt.

Das Hauptziel des PIC besteht darin, sicherzustellen, dass die in den Instandhaltungsprogrammen zugrunde gelegten Annahmen, wonach in Bereichen, die als nicht beschädigungsanfällig gelten und nicht überwacht werden, keine Verschlechterung eintritt, nicht in Frage gestellt werden.

2.2. ANTWORT

Allgemeiner Teil – Lager

Der Ansatz zur Erstellung des PIC besteht darin, die Angemessenheit zwischen der durchgeführten Instandhaltung und dem Kenntnisstand über die identifizierten Verschleißmechanismen im Betrieb zu analysieren. Er stützt sich hauptsächlich auf:

- der Analyse des Instandhaltungs- und Überwachungsreferenzrahmens,
- den Erfahrungen aus früheren PICs,
- der Analyse des Alterungsmanagementprozesses,
- den Erfahrungswerten aus dem nationalen und internationalen Betrieb,
- der Analyse der im Rahmen des ECOT-Programms ausgewählten Themen,
- die Analyse der Aufrechterhaltung der Qualifikation von unter Unfallbedingungen qualifizierten Ausrüstungen (MQCA).

Dieser Ansatz ermöglicht die Erstellung eines Untersuchungsprogramms auf der Grundlage der Prüfung der für den Schutz der Interessen wichtigen Elemente (EIP), die nicht Gegenstand eines speziellen regelmäßigen Überwachungsprogramms sind.

Dieses Untersuchungsprogramm legt die zu untersuchenden Bereiche, die zerstörungsfreien Prüfungen und die durchzuführenden Gutachten fest und präzisiert dabei die angestrebten Ziele sowie die Begründungen für die Auswahl dieser Bereiche. Zerstörungsfreie Prüfungen werden gegenüber Gutachten bevorzugt.

Die Prüfungen werden stichprobenartig verteilt, um zu vermeiden, dass dieselben Prüfungen an mehreren Blöcken desselben Standorts durchgeführt werden. Die Auswahl der Blöcke CPY oder CP0 basiert auf der Analyse der verschiedenen Auslegungskonfigurationen der Blöcke oder der Stufe (sofern keine Besonderheiten vorliegen, richtet sich die Auswahl nach einer angemessenen Verteilung auf die verschiedenen zwischen 2019 und 2023 geplanten Zehnjahresinspektionen).

Die vorgesehenen Untersuchungen werden im Wesentlichen im Rahmen der Zehnjahresinspektionen durchgeführt. Werden bei diesen Untersuchungen Auffälligkeiten festgestellt, werden diese gemäß den geltenden Vorschriften behandelt. Gegebenenfalls, im Falle der Entdeckung eines unerwarteten Mechanismus:

- wird die ursprünglich vorgeschlagene Stichprobe entsprechend der Bewertung des mit der Feststellung dieses Mechanismus verbundenen Risikos erweitert (reaktive Aktualisierung innerhalb von 6 Monaten),
- wird das Instandhaltungskonzept innerhalb von zwei Jahren nach Erstellung der Gesamtzusammenfassung des PIC und nach Auswertung der konsolidierten Ergebnisse aktualisiert.

Die Anwendung der Methodik zur Festlegung des Umfangs des PIC 4. RP 900 führte zur Auswahl von drei Bereichen, die die EIP abdecken:

- Bereich *„Schaltungen und Geräte CPP und* CSP“,
- Bereich *„Schaltungen und Geräte außerhalb von CPP und* CSP“,
- Bereich *„Tiefbau*“.

Was den Bereich *„Elektrische Ausrüstung und* Leittechnik“ betrifft, werden im Rahmen des PIC 4. RP 900 keine Maßnahmen durchgeführt, da alle EIP Gegenstand einer systematischen Untersuchung (und gegebenenfalls damit verbundener Untersuchungen) waren, die darauf abzielte, ihre Qualifizierung auf Unfallbedingungen auszuweiten (siehe Teil III – Abschnitt 2).

Es ist anzumerken, dass der Untersuchungsumfang die Strukturen und Komponenten berücksichtigt, die zur Sicherheit der Lagerung im Brennelementbecken, zur Begrenzung von Freisetzungen in die Umwelt und zur Zuverlässigkeit der Kreisläufe beitragen, die eine Funktion nach einem Unfall gewährleisten.

Blockspezifischer Teil 2 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Bestandsaufnahme zum Zustand des Reaktorblocks

Der Reaktorblock Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais ist nicht Teil des Programms für ergänzende Untersuchungen des 4. RP 900.

2.3. FAZIT

Die im Rahmen des PIC vorgesehenen Untersuchungen werden während der 4. Zehnjahresinspektionen durchgeführt. Werden bei diesen Untersuchungen Schäden festgestellt, werden diese gemäß den Verfahren behoben. Sollten gegebenenfalls Hinweise auf vermutete Schäden vorliegen, werden daraus die entsprechenden Konsequenzen für das Instandhaltungskonzept abgeleitet.

Das PIC ist Teil eines Ansatzes, der darauf abzielt, die Annahmen zu untermauern, dass in Betrieb keine nennenswerten Verschleißerscheinungen an üblicherweise nicht überwachten Bereichen aufgetreten sind. Das PIC trägt zur zehnjährigen Konformitätsprüfung der Anlagen bei.

Der Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais gehört nicht zu den Blöcken, die für das Programm für ergänzende Untersuchungen des 4. RP 900 ausgewählt wurden.

ABSCHNITT 3: BEHANDLUNG VON SICHERHEITSBEDEUTENDEN EREIGNISSEN (ESS) DER STUFE 1 ODER HÖHER AUF DER INES-SKALA SOWIE VON UMWELTBEDEUTENDEN EREIGNISSEN (ESE) IM ZUSAMMENHANG MIT DER FLÜSSIGKEITSKONFINEMENT

3. BEHANDLUNG VON SICHERHEITSBEDEUTENDEN EREIGNISSEN (ESS) DER STUFE 1 ODER HÖHER AUF DER INES-SKALA SOWIE VON UMWELTBEDEUTENDEN EREIGNISSEN (ESE) IM ZUSAMMENHANG MIT FLÜSSIGKEITS-EINDÄMMUNG ____ 40

3.1. ZIEL 40
3.2. REAKTION 40
3.2.1. Generische ESS-Lager 40
3.2.2. ESS speziell für Block 2 des Kernkraftwerks Blayais 40
3.2.3. ESE bezüglich der Flüssigkeitseindämmung des Kernkraftwerks Blayais 40
3.3. FAZIT 42

3. BEHANDLUNG VON SICHERHEITSBEDENKLICHEN EREIGNISSEN (ESS) DER STUFE 1 ODER HÖHER AUF DER INES-SKALA SOWIE VON UMWELTBEDENKLICHEN EREIGNISSEN (ESE) IM ZUSAMMENHANG MIT DER FLÜSSIGKEITSEINDÄMMUNG

3.1. ZIEL

Gemäß den Artikeln 2.6.1 bis 2.6.5 des Erlasses vom 7. Februar 2012, dem sogenannten „INB-Erlass“, zielt der von EDF umgesetzte Prozess zum Umgang mit Abweichungen darauf ab:

- Abweichungen in Bezug auf seine Anlagen zu erkennen;
- die festgestellten Abweichungen zu analysieren, um deren Bedeutung im Hinblick auf die geschützten Interessen zu ermitteln;
- die festgestellten Abweichungen innerhalb von Fristen zu bearbeiten, die den jeweiligen Herausforderungen angemessen sind;
- gegebenenfalls diese Abweichungen so schnell wie möglich gemäß den von der ASN festgelegten Kriterien als bedeutende Ereignisse zu melden und sie anschließend eingehend zu analysieren, um daraus Lehren zu ziehen und vorbeugende, abhelfende und korrigierende Maßnahmen festzulegen.

Jedes sicherheitsrelevante Ereignis (ESS) wird gemäß der internationalen INES-Skala (Internationale Skala zur Einstufung der Schwere nuklearer und radiologischer Ereignisse) klassifiziert.

Ziel der nachstehend dargestellten Übersicht ist es, die Ereignisse zu identifizieren, die zur Meldung eines ESS der Stufe 1 oder höher auf der INES-Skala geführt haben und die bis zum Ende der 4. VD noch nicht behoben waren, sowie die Vorgehensweise bei der Bearbeitung und die damit verbundenen Fristen zu ermitteln.

Darüber hinaus bedeutet der Begriff „flüssige Rückhaltung“, dass die im Rahmen des normalen Betriebs der Kernkraftwerksblöcke aus Behältern, durch Rohrleitungen und alle anderen für den Betrieb der Blöcke erforderlichen Einrichtungen beförderten flüssigen Stoffe innerhalb der Anlagen, in denen sie zirkulieren, zurückgehalten werden. Ist diese Einschließung nicht mehr gewährleistet, stellt dies eine Abweichung dar, die je nach ihren Auswirkungen Gegenstand einer Meldung eines für die Umwelt bedeutenden Ereignisses (ESE) sein kann.

Ziel der nachstehend dargestellten Bestandsaufnahme ist es, die Ereignisse zu identifizieren, die zur Meldung eines ESE im Zusammenhang mit nicht resorbierten Flüssigkeitseindämmungsverlusten nach Abschluss der 4. VD geführt haben, sowie die Behandlungsmodalitäten und die damit verbundenen Fristen zu ermitteln.

3.2. ANTWORT

3.2.1. Generische ESS-Ebenen

Alle Ereignisse, die zu einer Meldung eines ESE der Stufe 1 oder höher auf der INES-Skala geführt haben, wurden bearbeitet.

3.2.2. Spezifische ESS für Block 2 des Kernkraftwerks Blayais

Bei der Wiederinbetriebnahme nach Abschluss der 4. Zehnjahresinspektion wies Block 2 keine spezifischen, gemeldeten und auf Stufe 1 der INES-Skala eingestuften ESE auf, für die Korrekturmaßnahmen gemäß den geltenden Vorgaben vorgesehen, aber noch nicht abgeschlossen waren.

3.2.3. ESE im Zusammenhang mit der Flüssigeinschließung des Kernkraftwerks Blayais

Alle Abweichungen im Sinne des INB-Erlasses, die zu einer Meldung von ESE im Zusammenhang mit der Flüssigkeitseindämmung geführt haben, wurden behoben, mit Ausnahme der beiden nachstehend aufgeführten Punkte, die aufgrund ihrer komplexen Bearbeitung noch offen sind:

- Die ESE im Zusammenhang mit einem Abfluss von Abwässern unter dem BAN8 durch eine Undichtigkeit der letzten Rückhaltevorrichtung, die aus dem Boden des BAN8 besteht, gemeldet am 27.09.2018. Der Standort hat mehrere Maßnahmen ergriffen, um Auswirkungen auf die Umwelt zu vermeiden und vorzubeugen:

- Bereich Tiefbau:
  - Die Reparatur eines durchgehenden Risses, der im CRF-Bunker Nr. 7 festgestellt wurde, im Dezember 2019.
  - Die Freilegung der 8 CRF-Kasematten und der 2 sogenannten „blinden“ Stollen, die sich zwischen den CRF-Zuführstollen (jeweils zwischen 1 und 3 einerseits sowie zwischen 5 und 7 andererseits) befinden, wurde 2021 abgeschlossen.
  - Die Begutachtung der Kasematten unter dem Boden der BAN 8 und 9 wurde auf einen Zweijahresrhythmus verkürzt. Die letzte Begutachtungskampagne fand 2023 statt und bestätigte, dass keine neuen durchgehenden Risse festgestellt wurden.
  - In mehreren Bereichen der beiden BAN wurden Kamerainspektionen der RPE-Rinnen und der Bodenabläufe durchgeführt, um Anomalien im Tiefbau oder im RPE-Rohrleitungsnetz festzustellen, die die Wasserdichtigkeit des Fußbodens der BAN beeinträchtigen könnten.
    - Im Jahr 2022 haben wir im BAN 9 Unregelmäßigkeiten festgestellt, die die Wasserdichtigkeit dieser Rinnen jedoch nicht beeinträchtigen. Diese wurden behoben. Außerdem haben wir eine Bohrung zwischen einem Abschnitt der RPE-Entwässerungsrinne auf Höhe des BAN 9 bei 0 m und dem darunter liegenden Raum festgestellt. Diese Bohrung wurde im März 2023 wieder verschlossen.
    - Im Jahr 2023 haben wir im BAN 8 Unregelmäßigkeiten festgestellt, die die Wasserdichtigkeit der Rinnen nicht beeinträchtigen. Diese werden im Jahr 2024 behoben. Zudem wurden zwei Undichtigkeiten an einer Kreuzung der RPE-Netze festgestellt. Die Reparaturanträge werden im Jahr 2024 geprüft.
- Bereich Überwachung:
  - Die Überwachung des Grundwassers unter den Anlagen erfolgt mittels Piezometern. Die zahlreichen Daten zur Tritium-Aktivitätskonzentration, die seit mehreren Jahren unter 10 Bq/L liegen, bestätigen das Fehlen einer Markierung sowohl im inneren Grundwasser als auch außerhalb der Schlitzwände am Umfang der INB im Blayais. Die Überwachung der Tritium-Aktivitätskonzentration am Piezometer 0SEZ109PZ in der Nähe des BK TR1 liegt seit dem 24.11.2020 ebenfalls unter 20 Bq/L.
  - Es finden regelmäßige Begehungen der CRF-Kazematten, der Sackstollen und der Vorspannstollen der BR der Blöcke 2 und 4 statt, um die Entwicklung des Auftretens von Abwasser zu überwachen. Diese Überwachungen lassen den Schluss zu, dass das Abwasser auf die Ebene der CRF-Kazematten und der direkt unter der Anlage gelegenen Strukturen beschränkt ist.
- Bereich Abwasserreinigung: Unser Programm zum Abpumpen des Abwassers aus den CRF-Kazematten ist seit mehreren Jahren in Kraft: Die im Jahr 2024 und zuvor gemessenen Werte der Tritium-Aktivitätskonzentration liegen am Brunnen BK2-15 sehr regelmäßig unter 5 Bq/l und am Brunnen BK4-15 zwischen 20 Bq/l und 35 Bq/l.

Die vom Kernkraftwerk CNPE durchgeführten Maßnahmen betreffen:

- Untersuchungen zum Eindringen von Abwasser in die RPE-Rinnen und in die darunter liegenden Räume.
- Die Behebung der festgestellten Mängel und Anomalien am Bauwerk und an den Ausrüstungen der RPE-Rinnen in den beiden BAN.
- Die Fortsetzung der Reinigungspumpvorgänge in unseren CRF-Kammern, um über mehrere Jahre hinweg Tritiumwerte unter 50 Bq/L aufrechtzuerhalten und sicherzustellen, dass keine neuen Tritiumquellen auftreten.

- Die beiden ESE bezüglich der bestätigten Überschreitungen des Schwellenwerts S2 (1000 µg/L) für die HCt-Konzentration (Gesamtkohlenwasserstoffe), gemessen am Piezometer 0 SEZ 106 PZ und 0 SEZ 119 PZ, die am 11.12.2018 bzw. am 17.12.2021 gemeldet wurden. Diese Ereignisse stehen im Zusammenhang mit dem Nachweis von Kohlenwasserstoffspuren im Boden im Jahr 2011. Es handelt sich um die erneute punktuelle Einleitung von Kohlenwasserstoffen durch Auswaschung. Es gab keine Auswirkungen auf die Umwelt, da dieses Phänomen auf das eingeschlossene Grundwassergebiet beschränkt bleibt, das sich in der Nähe der Haupttransformatoren der Reaktoren 1 und
  3. Folgende Maßnahmen wurden umgesetzt:

  - Änderung der Bestimmungen zur kurzfristigen Überwachung: verstärkte Absorption (3 Absorber mit einem Austauschkriterium ab 20 % Sättigung), sofortige Anpassung der Messhäufigkeit ab der ersten Überschreitung des Schwellenwerts (monatlich, zweimonatlich oder wöchentlich, je nach Situation);
  - Überprüfung des nach der Entdeckung der Markierung erstellten Managementplans, um die Überwachungsmaßnahmen wieder aufzunehmen und ein Erreichen des Schwellenwerts S2 zu verhindern, mit Unterstützung nationaler Experten;
  - Laboruntersuchung der Fähigkeit von Mikroorganismen, Kohlenwasserstoffe abzubauen;
  - Die Machbarkeitsstudie zu einem beschleunigten biologischen Abbau der Kohlenwasserstoffe kommt zu dem Schluss, dass Sauerstoff und Nährstoffe über ein dichtes Netz von Injektionsbohrlöchern in das Medium eingeleitet werden müssen. Solche Arbeiten sind im Untersuchungsgebiet aufgrund der beengten Platzverhältnisse im Untergrund nicht durchführbar. Diese Behandlungslösung wurde daher nicht berücksichtigt;
  - Die passive Abscheidung mithilfe von oleophilen Absorbern wird an zwei piezometrischen Bauwerken fortgesetzt. Mit dieser Abscheidevorrichtung konnten seit 2012 an jedem dieser Bauwerke 21 kg reine Kohlenwasserstoffe gewonnen werden. Das Kernkraftwerk setzt mit Unterstützung seiner technischen Berater die Untersuchungen zu einer Behandlungsanlage fort, die besser an die Situation und die Konfiguration der Anlagen angepasst ist;
  - Festlegung einer Methode zur Bestimmung der Zugehörigkeit zur historischen Kennzeichnung im Falle einer Veränderung des überwachten HCT-Parameters;
  - Festlegung einer Vorgehensweise im Falle einer Überschreitung des Schwellenwerts im Zusammenhang mit der historischen Kennzeichnung.

Ergänzend dazu trug die 2017 gemeldete ESE der zur Überschreitung des am Piezometer 0 SEZ 109 PZ in der Nähe der Produktionsanlage Nr. 1 gemessenen Phosphatkonzentrationsgrenzwerts (2,7 mg/L bei einem Grenzwert von 2 mg/L) beigetragen hat, war nie Gegenstand einer Indizenerhöhung, da die Ursache der Markierung nie ermittelt werden konnte. Seit diesem Vorfall hat die Phosphatkonzentration den Grenzwert von 2 mg/l nie wieder überschritten.

3.3. FAZIT

Die Analyse zeigt, dass alle Abweichungen von den Vorschriften, die Gegenstand von sicherheitsrelevanten Ereignissen (ESS) der Stufe 1 oder höher auf der INES-Skala eingestuft wurden, im Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais anlässlich seiner 4. Zehnjahresinspektion durch materielle oder konzeptionelle Änderungen behoben wurden, mit Ausnahme von drei ESE, für die Übergangsmaßnahmen umgesetzt wurden, bis eine dauerhafte Lösung gefunden ist, um deren Auswirkungen auf die Umwelt zu kontrollieren..

ABSCHNITT 4: ÜBERPRÜFUNG DER KONFORMITÄT DER SYSTEME

4. KONFORMITÄTSÜBERPRÜFUNGEN DER SYSTEME ____ 45
4.1. ZIEL 45
4.2. ANTWORT 45
4.2.1. Übersicht über Stromquellen 45
4.2.2. Konformität der Funktion „RIS-EAS-Umluftbetrieb“ 47
4.2.2.1 Überblick über die Funktion „RIS-EAS-Umluftbetrieb“ 48
4.2.2.2 Erörterung der Ergebnisse der Überprüfung im Rahmen der Ständigen Arbeitsgruppe für Unfalluntersuchungen des 4 RP 900 49
4.2.2.3 Schlussfolgerung 51
4.2.3. Aktionsplan zur Belüftung (PAV) 52
4.2.4. Ergänzende Systemüberprüfungen 54
4.3. FAZIT 56

4. SYSTEMKONFORMITÄTSPRÜFUNGEN

4.1. ZIEL

Im Anschluss an die Sitzung der Ständigen Gruppe für Leitlinien (GPO) zum 4. RP 900 hat die ASN den Antrag CONF Nr. 4 bezüglich des Programms zur Überprüfung der Basissysteme formuliert.

> Ziel ist es, die wichtigsten sicherheitsrelevanten Systeme zu identifizieren, deren Auslegungsstudien seit der Inbetriebnahme der Anlagen nicht überprüft wurden, bei denen die Betriebserfahrungen ungünstig sind oder bei denen ein Ausfall das Risiko einer Kernschmelze im Störfall erheblich erhöhen würde, und ein Programm zur Überprüfung dieser Systeme durchzuführen, um deren Konformität zu überprüfen.

4.2. ANTWORT

Der Prozess der regelmäßigen Überprüfung veranlasst EDF dazu, alle 10 Jahre die Sicherheit seiner Anlagen neu zu bewerten und somit die Konstruktionsunterlagen im Hinblick auf die ausgewählten Analysethemen erneut zu prüfen. Dieser Ansatz stützt sich auf nationale und internationale Erfahrungen aus Ereignissen.

So basiert die ursprüngliche Auslegung der Reaktoren auf einem Ansatz zur Dimensionierung von Sicherheitssystemen für Stör- und Unfallsituationen im Reaktorkessel, der schrittweise auf den ergänzenden Bereich und anschließend auf Unfälle mit Kernschmelze sowie auf aggressive Einflüsse ausgeweitet wurde. Dies führte zu einer Überprüfung der Auslegungsstudien der Systeme, um deren Übereinstimmung mit den im Sicherheitsnachweis berücksichtigten Daten und Annahmen sicherzustellen (z. B. regelmäßige Prüfungen der Lüftungssysteme und der dazugehörige Aktionsplan).

Darüber hinaus wurde im Rahmen der Weiterführung des Betriebs nach 40 Jahren ein Programm zur Überprüfung der Eignung nach 40 Jahren eingeleitet, um die Gültigkeit der ursprünglichen Auslegungsstudien im Hinblick auf die Alterung sicherzustellen (siehe Teil III – Abschnitt 2).

Für die Analyse der Betriebserfahrungen (REX) an den Systemen stützt sich EDF auf mehrere Informationsquellen, nämlich:

- die Konstruktions-ESS, die auf Konformitätsabweichungen oder Konstruktionsanomalien hinweisen;
- die Zuverlässigkeitsdaten der Anlagen;
- Die Trendanalyse mit probabilistischen Werkzeugen („*Vorläufer*“-Ansatz mit den probabilistischen Sicherheitsstudien), die die deterministische Ereignisanalyse ergänzt.

EDF hat eine Methode zur Identifizierung der Systeme entwickelt, die im Rahmen der Beantwortung einer von der ASN während des GPO formulierten Anfrage überprüft werden müssen. Die daraus resultierende Liste umfasst die Systeme im Zusammenhang mit der Kühlung und dem Schutz des Reaktorkerns, ergänzt um wichtige unterstützende Funktionen (siehe § 4.2.4).

Diese Liste ergänzt die bereits durchgeführten und in den 4. RP 900 integrierten Überprüfungen und Maßnahmen:

- Überprüfung der Systeme im Zusammenhang mit den Stromquellen;
- Konformitätsprüfung der RIS-EAS-Umwälzfunktion;
- Maßnahmenplan „Belüftung“.

4.2.1. Überprüfung der Stromquellen

Allgemeiner Teil „Lager“

Nach mehreren Ausfällen an Anlagen der Stromversorgungssysteme wurde 2017 ergänzend zur im Juni 2016 durchgeführten Betriebsüberprüfung eine Konstruktionsüberprüfung organisiert. Im Jahr 2018 fand im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung eine spezifische Überprüfung der CPY-Stufe statt.

Diese Überprüfungen betrafen die Anlagen (Notstromaggregat GeUS, Notstromturbogenerator LLS, Haupt-Diesel-Notstromaggregate LHP/Q, externe Stromquellen) sowie die Auslegungsmethoden (Berechnung der Zuverlässigkeitsdaten, Wiederherstellung der probabilistischen Sicherheitsmargen usw.). Sie wurden entlang dreier Schwerpunkte durchgeführt:

- Überprüfung der Konformität mit dem Referenzrahmen, einschließlich einer Prognose unter Berücksichtigung neuer Anlagen, die aufgrund der Erfahrungen nach dem Unfall von Fukushima installiert wurden;
- Gemeinsame Analyse der Betriebserfahrungen zwischen der DPN und der Konstruktionsabteilung, um mögliche Ursachen auf der Ebene der Konstruktion zu ermitteln;
- Probabilistische Analyse zur Identifizierung sensibler Anlagenkomponenten, Schwachstellen und Verbesserungspotenziale.

Zu den im Rahmen dieser Überprüfungen beschlossenen Maßnahmen gehören insbesondere folgende, die den CPY-Block betreffen:

- Aufstockung der Bestände an Ersatz-Hilfstransformatoren, die in den Kernkraftwerken eingesetzt werden können;
- Sanierung bestimmter unterirdischer Verbindungen zwischen der RTE-Umspannstation und dem Hilfstransformator;
- Verschärfung der Anforderungen an die technische Qualifikation der Lieferanten und Wartungsdienstleister für Transformatoren;
- Bessere Berücksichtigung der Lüftung als Stützsystem für die Stromquellen in den Studien;
- Detailliertere Modellierung bestimmter Aufgaben in den Modellen zur Unterstützung der probabilistischen Sicherheitsanalysen.

Ergänzend dazu wird die Änderung PNPP1955, die darauf abzielt, die Rückführung von warmer Luft an den Luftkühlern bestimmter Dieselmotoren zu verhindern, auf der CPY-Stufe umgesetzt (mit Ausnahme der Reaktoren des Kraftwerks Cruas).

Zu den im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung eingeleiteten Änderungen gehören der Austausch des LLS-Not-Turbogenerators durch den an jedem Reaktor installierten Not-Dieselgenerator (DUS) – eine Maßnahme, die aus den Erfahrungen nach dem Unfall von Fukushima hervorgegangen ist – sowie die Absicherung des DUS durch den DUS des benachbarten Reaktorblocks, was zur Stärkung der Zuverlässigkeit der Stromquellen beiträgt.

Darüber hinaus wurden hinsichtlich der Hauptdiesel die Auslegungsanforderungen anhand der Unterlagen zu den Sicherheitsanforderungen, zur Leistungsbilanz der Diesel, zu den Vorschriften für regelmäßige Prüfungen des LHP/LHQ-Systems, zur Qualifizierungsbilanz und zum Dossier zur Eignung für den weiteren Betrieb überprüft. Die Prüfung dieser Unterlagen zeigt, dass diese Anforderungen erfüllt sind.

Insbesondere wurde die Leistungsbilanz der Dieselmotoren mit einer streng positiven Sicherheitsmarge überprüft.

Um einerseits die im Rahmen der vierten regelmäßigen Überprüfung hinzugefügten neuen Verbraucher zu berücksichtigen und andererseits die Sicherheitsmargen der Leistungsbilanz der Dieselmotoren bei Hitzewellen und insbesondere bei einer Hitzewelle in Verbindung mit einem erschwerenden Umstand (Ausfall eines Dieselmotors) im MDTE-Zustand zu erhöhen, führt EDF drei Änderungen durch:

- keine Entlastung der REA-Wasserpumpen und der durch den Diesel versorgten Heizungen des Druckhalters (PNPE1167 Band A),
- keine Umschaltung der ASG-Motorpumpe, wenn die RRA-Pumpe in Betrieb ist (PNPE1167 Band B),
- den Austausch der Motoren der Lüfter der Luftkühler der Dieselmotoren LHP und LHQ (PNRL1823).

In Anwendung der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [CONF-D] wird EDF mit einem hohen Maß an Zuverlässigkeit die Versorgung aller von jedem Notstromaggregat versorgten Anlagen in allen Situationen des Sicherheitsnachweises gewährleisten. In diesem Zusammenhang weist die Leistungsbilanz jedes Notstromaggregats eine Reserve von mindestens 5 % auf.

Um schließlich die Verlegung neuer Steuer- und Kontrollkabel im Zusammenhang mit den baulichen Änderungen des 4. RP 900 zu ermöglichen, verdichtet EDF bestimmte Kabeltrassen (z. B. durch die Schaffung neuer Verkabelungsachsen mit neuen Kabelkanälen und den dazugehörigen Durchführungen) und errichtet im Rahmen der Projekte PNPE1131 und PNPP1950 einen Doppelboden im hinteren Gang des Kontrollraums sowie in bestimmten Räumen des Elektroraums. Diese Änderungen sind Voraussetzungen für bestimmte Änderungen im Rahmen der periodischen Überprüfung.

Spezifischer Teil zu Block 2 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Der Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands

des Reaktorblocks Änderungen:

- PNPP1950 „Einbau eines Doppelbodens in den Schaltanlagenräumen“,
- PNPP1955 „Verbesserung der Kühlung der Dieselmotoren“,
- PNPE1152 „Ersatz der Stromversorgung durch den Notstromturbogenerator durch eine Versorgung über den Notstromdiesel“,
- PNPE1167 Band A „Keine Lastabwurfvorrichtung für die REA-Wasserpumpen und bestimmte Heizungen des Druckhalters“,
- PNPE1167 Band B „Änderung der Verriegelung zwischen RRA und ASG“,
- PNRL1823 „Austausch der Motorlüfter der Luftkühlsysteme LHP – LHQ“,

wurden im Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPE1131 wurde am Block 2 des Kernkraftwerks Blayais hinsichtlich der Anforderungen der Phase A der Änderungen des 4. RP 900 vollständig umgesetzt und wird am Block 2 des Kernkraftwerks Blayais spätestens im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4. RP 900 hinsichtlich der seismischen Anforderungen umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

4.2.2. Konformität der Funktion „RIS-EAS-Rückführung“

Allgemeiner Teil – Lagerung

Im Falle eines Bruchs im Primärkreislauf, der nicht durch das volumetrische und chemische Kontrollsystem (RCV-System) ausgeglichen werden kann, ist es zur Sicherstellung der Kühlung des Reaktorkerns erforderlich, borhaltiges Wasser einzuspeisen, um den Wasserverlust am Bruch auszugleichen. Diese Sicherheitsfunktion wird durch das Sicherheitsinjektionssystem RIS gewährleistet. Um den Druck im Reaktorgebäude zu senken, kann es zudem je nach Ausmaß des Lecks im Primärkreislauf erforderlich sein, zusätzlich das Sprühsystem für den Reaktorbehälter (EAS-System) einzusetzen.

Das für den Betrieb der RIS- und EAS-Systeme erforderliche borhaltige Wasser wird zunächst aus dem Sammelbehälter des Aufbereitungs- und Kühlkreislaufs der Lagerbecken (PTR-System) entnommen. Sobald dieser Behälter seinen Mindestfüllstand erreicht hat, schalten die RIS- und EAS-Systeme automatisch in den „Rezirkulationsmodus“ um und saugen das in den Sammelbecken am Boden des Reaktorgebäudes gesammelte Wasser an. Diese Betriebsweise der RIS- und EAS-Systeme, im Folgenden als „RIS-EAS-Rezirkulationsfunktion“ bezeichnet, wird langfristig zur Ableitung der Restleistung aus dem Reaktorkern genutzt.

4.2.2.1 Überprüfung der Funktion „RIS-EAS-Rezirkulation“

Im Jahr 2009 führte EDF eine Überprüfung der Funktion „*RIS-EAS-Rezirkulation*“ durch, mit dem Ziel, die Zuverlässigkeit dieser Funktion in Unfallsituationen, in denen sie erforderlich ist, nachzuweisen und zu begründen. Die Ergebnisse dieser Überprüfung wurden der ASN Anfang 2010 übermittelt. Die vorgelegten Analysen stellten nach Ansicht der ASN einen Fortschritt beim Nachweis der Zuverlässigkeit dieser Funktion dar.

Anschließend übermittelte EDF der ASN ein detailliertes Arbeitsprogramm, in dem die Hauptschwerpunkte einer zweiten technischen Konformitätsprüfung der Funktion „RIS-EAS-Rückführung“ dargelegt wurden, die Ende 2016 stattfand und deren Schlussfolgerungen bezüglich der CPY-Stufe in diesem Kapitel vorgestellt werden.

❖ **Ziel der Überprüfung**

Ziel ist es, die Konformität der Funktion „RIS-EAS-Rückführung“ des CPY-Lagers im Rahmen des 4 RP 900 nachzuweisen, wobei insbesondere folgende Themenbereiche analysiert werden:

- Thema 1: Verstopfung und Begriff „Quelle von Ablagerungen“ (TSD).
- Thema 2: Vorhandensein von Lufttaschen in den RIS- und EAS-Rohrleitungen sowie Analyse des Kavitationsrisikos der RIS- und EAS-Pumpen.
- Thema 3: Ergänzende Überprüfung der Funktion „*RIS-EAS*-Rückführung“ hinsichtlich der Konformität, insbesondere unter Einbeziehung von Analysen zu den die Funktion „*RIS-EAS*-Rückführung“ unterstützenden Funktionen, zu den Betriebserfahrungen, zu möglichen Konstruktionsabweichungen und zur Vollständigkeit der regelmäßigen Prüfungen.

❖ **Ergebnisse der Überprüfung**

Alle im Rahmen dieser Überprüfung durchgeführten Analysen kamen zu dem Ergebnis, dass die Funktion „RIS-EAS-*Rückführung*“ auf der CPY-Stufe.

Insbesondere:

- Die eingehenden Analysen zum Thema „*Verstopfung der* Sumpf-Filter“ ermöglichen es, mit sehr hoher Sicherheit nachzuweisen, dass kein Verstopfungsrisiko besteht und die Sumpf-Filter wirksam sind.
- Eine umfassende Bilanz, die auf der Grundlage konservativer Annahmen erstellt wurde, hat es ermöglicht, mit sehr hoher Sicherheit zu dem Schluss zu kommen, dass kein Risiko eines Funktionsausfalls der „RIS-EAS-Rückführung“ durch Kavitation oder durch den Durchfluss von Restluft in den RIS- und EAS-Pumpen besteht.
- Hinsichtlich der ergänzenden Überprüfungen zum Thema Konformität sind folgende Punkte zu beachten:
  - Der Nachweis der Vollständigkeit des Programms für regelmäßige Prüfungen an den RIS- und EAS-Systemen, die an der Funktion „RIS-EAS-Rückführung“ beteiligt sind, wurde erbracht;
  - EDF hat sich bemüht, die an der Funktion „RIS-EAS-Rückführung“ beteiligten Systeme und unterstützenden Anlagen der ersten Ebene umfassend zu identifizieren und deren Konformität hinsichtlich der Sicherheitsanforderungen sowie ihrer Überwachung im Betrieb nachzuweisen;

- Auf der Grundlage der vollständigen Liste der identifizierten Ausrüstungen wurde eine Analyse aller Erfahrungsberichte durchgeführt, die sich direkt oder indirekt auf die Funktion „RIS-EAS-Rückführung“ direkt oder indirekt beeinflussen könnten, ergab, dass keine latenten Abweichungen vorliegen. Darüber hinaus wurde eine Bestandsaufnahme der Abweichungen im Zusammenhang mit der Funktion „*RIS-EAS*-Rückführung“ durchgeführt, einschließlich einer Analyse der Folgen der Kumulierung von Abweichungen, und es ergab sich kein Bedarf, die Bearbeitung der derzeit in Beseitigung befindlichen Abweichungen zu beschleunigen;
- Alle Ereignisse, einschließlich solcher, die auf ein organisatorisches Versagen oder menschliches Versagen zurückzuführen sind, wurden im Rahmen dieser Überprüfung analysiert. Zu diesem letzten Punkt ist anzumerken, dass organisatorische und menschliche Faktoren in den meisten Fällen – sofern sie sinnvoll und konsequent eingesetzt werden – positive Auswirkungen auf die Anlage haben. Dies gilt insbesondere für Maßnahmen zur Zuverlässigkeitssteigerung oder auch für Risikoanalysen, die zur Sicherheit der Arbeiten beitragen;
- Schließlich haben die durchgeführten Analysen keinen Bedarf an ergänzenden Maßnahmen im Rahmen des 4. RP 900 hinsichtlich der Blockkonformitätsprüfung (ECOT), des ergänzenden Untersuchungsprogramms (PIC) oder der Zehnjahresprüfungen (ED) ergeben.

4.2.2.2 Prüfung der Ergebnisse der Überprüfung im Rahmen der Ständigen Arbeitsgruppe für Unfallstudien des 4. RP 900

Die Schlussfolgerungen der Überprüfung der beiden Themen – die Verstopfung der Sumpf-Filter sowie das Risiko eines Verlusts der Rückführung durch Kavitation in den RIS- und EAS-Pumpen – waren Gegenstand einer Erörterung im Rahmen der Ständigen Arbeitsgruppe für Unfallstudien des 4. RP 900. Im Anschluss an diese Prüfung hat sich EDF verpflichtet, zusätzliche Begründungsunterlagen vorzulegen, indem ein Aktionsplan erstellt wird, der insbesondere darauf abzielt:

- die Begründung der in den Unterlagen zugrunde gelegten Untersuchungsannahmen zu vertiefen,
- die verschiedenen Sicherheitsmargen des Antrags aufzuzeigen,
- die Sicherheitsmarge hinsichtlich des für die Ansaugung der ISBP- und EAS-Pumpen erforderlichen Mindestdrucks (NPSH) zu konsolidieren,
- die ausreichende Kühlleistung der Brennelemente nachzuweisen.

Die ASN hat EDF darauf hingewiesen, dass angesichts der Komplexität der Phänomene, des Stands der internationalen Praxis und der Ungewissheit der Schlussfolgerungen, die aus den von EDF eingeleiteten Maßnahmen gezogen werden könnten, wesentliche Änderungen angestrebt und geprüft werden müssen, um die Risiken einer Fehlfunktion der Rückführfunktion deutlich zu verringern. EDF antwortete unter Berücksichtigung der beiden folgenden Aspekte:

- Verbesserung des physikalischen Verständnisses der Phänomene:
  - Der Begriff „Schmutzquelle vor den Filtern“ (TSD), der im 4. RP 900 für die Qualifizierung der Filter zu berücksichtigen ist, wurde aktualisiert, wobei bei mehreren Posten erhebliche Sicherheitsmargen berücksichtigt wurden, sowohl hinsichtlich der Menge an faserförmigem Schmutz als auch hinsichtlich der Gesamtmenge an Partikelschmutz;
  - Die NPSH-Sicherheitsmarge der ISBP- und EAS-Pumpen auf der CPY-Stufe ist sehr groß. Die von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassene Vorschrift [CONF-C-IV] betrifft ausschließlich die Reaktoren des Kraftwerks Bugey;
  - Was die Fähigkeit zur Kühlung der Brennelemente im Rücklauf nach einem APRP betrifft, weisen die Ende 2020 verfügbaren Ergebnisse der Vollversuche erhebliche Spielräume gegenüber dem Kriterium auf, wenn keine Wärmeisolierung vom Typ Microtherm® im nachgeschalteten TSD vorhanden ist und die Menge der Wärmeisolierung vom Typ PROTECT1000S begrenzt ist;

  - Die Filter- und Brennstoffversuche zeigen keine signifikante chemische Wirkung, wenn keine Wärmeisolierung vom Typ Microtherm® vorhanden ist und die Menge der Wärmeisolierung vom Typ PROTECT1000S begrenzt ist.

- Nach Abschluss dieser Analysen wurden die folgenden Änderungen beschlossen, um die Annahmen der Studien und Versuche zu gewährleisten: EDF schließt den Austausch der mikroporösen Wärmedämmung vom Typ „Microtherm®“ im Reaktorgebäude (PNRL1946) ab. EDF ersetzt die Faserisolierung vom Typ „Protect 1000S“ in allen Hilfsleitungen des Reaktorgebäudes mit einem Durchmesser von mindestens 50 mm (PNRL1947). EDF überprüft, ob die Temperaturbedingungen mit dem Betrieb der für die Sicherheit der Anlage erforderlichen Ausrüstung unter Normal-, Störfall- oder Unfallbedingungen vereinbar bleiben, und führt gegebenenfalls erforderliche Änderungen durch. Diese Änderung und diese Überprüfungen entsprechen der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [CONF-C-III].

- Ergänzend dazu wurden im Rahmen eines Risikominderungsansatzes folgende Änderungen beschlossen:

  - EDF bringt Sicherheitsringe an den Isolierungen der Rohrleitungen an, die die Sicherheitsinjektionsspeicher mit dem Hauptkreislauf verbinden, sowie an der Expansionsleitung des Druckhalters (PNRL1954). Diese Änderung entspricht der von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [CONF-C-I].

  - EDF ersetzt die an den Primärrohrleitungen und den Primärböden der Dampferzeuger installierten Faserisolierungen, die im Falle eines Bruchs am Fuß des Dampferzeugers Fasern freisetzen könnten (PNPE1342). EDF überprüft, ob die Temperaturbedingungen mit dem Betrieb der für die Sicherheit der Anlage unter Normal-, Stör- oder Unfallbedingungen erforderlichen Ausrüstung vereinbar bleiben, und führt gegebenenfalls die erforderlichen Änderungen durch. Diese Änderung und diese Überprüfungen entsprechen der von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [CONF-C-II].

In Anwendung der von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [CONF-C-V] wird EDF spätestens bis zum 31. Dezember 2024 seinen Nachweis der Zuverlässigkeit der Wasserrückführungsfunktion am Boden des Reaktorgebäudes nach einem Unfall mit Verlust des Primärkühlmittels aktualisieren. Diese Aktualisierung wird die Erkenntnisse aus Filtrationstests berücksichtigen, die unter Bedingungen durchgeführt wurden, die für die Anlagen und die Unfallsituation repräsentativ sind.

4.2.2.3 Fazit

Die im Rahmen der Funktionsüberprüfung „*RIS-EAS*-Umwälzung“ und der Folgemaßnahmen der GPO 4. RP 900 am CPY-Block durchgeführten Arbeiten haben es ermöglicht, mit sehr hoher Sicherheit das Vorhandensein von Sicherheitsmargen sowie die ordnungsgemäße Funktion der Systeme und Ausrüstungen nachzuweisen, die direkt und indirekt an dieser Funktion beteiligt sind.

Ergänzend dazu und als Reaktion auf die von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschriften:

- wird EDF seinen Nachweis der Zuverlässigkeit der Wasserrückführungsfunktion am Boden des Reaktorgebäudes nach einem Unfall mit Primärkühlmittelverlust aktualisieren. Diese Aktualisierung wird die Erkenntnisse aus Filtrationstests berücksichtigen, die unter Bedingungen durchgeführt wurden, die für die Anlagen und die Unfallsituation repräsentativ sind.
- EDF führt Änderungen durch, um die Annahmen im Zusammenhang mit den Konformitätsstudien zur Rückführfunktion zu gewährleisten (vollständige Entfernung der Microtherm®-Wärmedämmung und Begrenzung der Menge an Protect1000S-Wärmedämmung).

Darüber hinaus ersetzt EDF im Rahmen von Risikominderungsmaßnahmen die Faserisolierungen am Fuß der Dampferzeuger durch Metallisolierungen (RMI) und bringt Sicherheitsumreifungen an den Isolierungen bestimmter Rohrleitungen an.

Spezifischer Teil zu Block 2 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais weist hinsichtlich des Stillstandszustands keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands

des Blocks Die Änderungen:

- PNRL1946 „Austausch der mikroporösen Wärmedämmungen vom Typ ‚Microtherm®'",
- PNRL1954 „Anbringung von Sicherheitsumreifungen an den Wärmedämmungen der Rohrleitungen, die die Sicherheitsinjektionsspeicher mit dem Hauptkreislauf verbinden, sowie an der Expansionsleitung des Druckhalters",

wurden am Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNRL1947 „Austausch der Faserwärmedämmungen vom Typ ‚Protect 1000S'" wird im Block 2 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen eines spezifischen Zeitplans umgesetzt, wobei die Integration spätestens im Dezember 2027 vorgesehen ist.

Die Änderung PNPE1342 „Austausch der Faserisolierungen durch Metallisolierungen (RMI) am Fuß des Dampferzeugers" wird am Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen eines spezifischen Zeitplans umgesetzt, wobei die Integration spätestens im Dezember 2027 vorgesehen ist.

4.2.3. Lüftungsaktionsplan (PAV)

Allgemeiner Teil – Lagerbereich

❖ **Hintergrund**

Im Dezember 2007 stellte die ASN im Anschluss an den GP REX 2003–2005 folgende Anforderung:

„Um sicherzustellen, dass die für die dynamische Eindämmung und die Klimatisierung der Räume, in denen radioaktive Stoffe (EIPS) gelagert werden, erforderlichen Lüftungsdurchsätze eingehalten werden, fordert die ASN Sie auf, einen neuen ‚Nullpunkt' festzulegen, indem Sie so bald wie möglich für alle in Betrieb befindlichen Reaktoren Folgendes planen:

- *Kontrollkampagnen zur Überprüfung der Position und Verriegelung der Ausgleichsklappen der Lüftungsnetze;*
- *Messkampagnen der Lüftungsdurchsätze, ähnlich wie sie 2005 an den beiden Reaktoren des Kernkraftwerks Chooz durchgeführt wurden."*

EDF hat einen Lüftungsaktionsplan (PAV) für alle Betriebsstufen umgesetzt, dessen Ziele die Durchführung einer Diagnose, einer Instandsetzung und einer Einstellung der Lüftungssysteme sind, deren Durchfluss in den Sicherheitsstudien „Grands Chauds", „Grand Froid" oder „Explosion Interne" berücksichtigt wird und der nicht bereits durch eine regelmäßige RGE-IX-Prüfung kontrolliert wird.

Im Anschluss an die Orientierungssitzung zum 4· RP 900 erfolgt die Umsetzung des PAV für die Baureihe CPY im Rahmen der 4· periodischen Überprüfung.

Ziel ist es, die Konformität der Lüftungssysteme hinsichtlich ihrer Leistung mit den Anforderungen der Referenzdokumente „Grands Chauds", „Grand Froid" und „Explosion Interne" zu gewährleisten, ohne dass es zu einer Verschlechterung hinsichtlich des dynamischen Containments kommt.

❖ Methodik

Das Hauptziel besteht darin, die tatsächliche Leistung der Lüftungssysteme zu charakterisieren und sie mit den im Rahmen der Studien zu „Grands Chauds", „Grand Froid" und „Explosion Interne" berechneten sicherheitsrelevanten Durchflussmengen zu vergleichen. Der für die Leistungsprüfungen herangezogene Wert des Lüftungsvolumenstroms berücksichtigt die erforderlichen Volumenströme für die Lüftungssysteme, mit denen die Anforderungen des Sicherheitsnachweises für die Störfälle „Grands Chauds", „Grand Froid" und „Explosion Interne" erfüllt werden können.

Das Vorgehen bei den Studien zur Überprüfung der Leistung der Lüftungssysteme gliedert sich in vier Phasen:

- Festlegung der für die Sicherheit erforderlichen Volumenströme,
- Durchführung der Leistungsprüfungen an einem Pilotblock,
- Analyse der sich daraus ergebenden Entwicklungen durch Vergleich der gemessenen Durchflussmengen mit den erforderlichen Sicherheitsdurchflussmengen,
- flächendeckende Umsetzung der Anpassungen der betroffenen Systeme an die neuen Sicherheitsanforderungen im gesamten Kraftwerkspark.

❖ Ergebnisse der Untersuchungen

<u>Festlegung der erforderlichen Sicherheitsdurchflussmengen</u>

Im Anschluss an die Analyse der Sicherheitsanforderungen an die Lüftungssysteme entsprechen die erforderlichen Sicherheitsdurchflussmengen den ungünstigsten Werten, die sich entweder aus den thermischen Modellen für „Grands Chauds", den thermischen Modellen für „Grand Froid" oder den Studien zur internen Explosion ergeben. Nach Abschluss dieser ersten Phase verfügt EDF über die erforderlichen Durchflussmengen und die Betriebsbedingungen der zugehörigen Lüftungsanlagen.

<u>Leistungsprüfungen am Pilotblock</u>

Die Leistungsprüfungen der Lüftungsanlagen werden an einem Pilotblock durchgeführt. Im Rahmen des 4. RP 900 wurden diese Prüfungen am Blockpaar 1/2 des Kernkraftwerks Blayais für die CPY-Generation durchgeführt, ergänzt um standortspezifische Anforderungen für die Kernkraftwerke Gravelines, Cruas, Dampierre und Chinon.

Die Prüfungen werden in zwei Losen durchgeführt:

- Los 1: Sichtprüfung der mechanischen Komponenten, Reinigung und Instandsetzung der Lüftungssysteme;
- Los 2: Einstellungen, so nah wie möglich an den Nennvolumenströmen, mit den verfügbaren Komponenten.

An den Lüftungssystemen des Kernkraftwerksbereichs und des konventionellen Bereichs, für die Anforderungen hinsichtlich der Referenzszenarien „Grands Chauds", „Grand Froid" und „Explosion Interne" gelten, wurden Durchflussmessungen durchgeführt.

<u>Vergleich zwischen gemessenen und geforderten Durchflussmengen</u>

Es wurde ein Vergleich zwischen den geforderten und den gemessenen Durchflussmengen durchgeführt. Dieser letzte Schritt ermöglichte die Einstellung aller Systeme, für die Anforderungen hinsichtlich der Referenzszenarien „Große Hitze", „Große Kälte" und „Interne Explosion" bestehen.

❖ Abschluss des PAV

Jedes der betroffenen Systeme durchläuft eine Diagnosephase, die gegebenenfalls zu Reinigungs- oder Instandsetzungsmaßnahmen zur Leistungsoptimierung führen kann, gefolgt von einer Phase der Neujustierung der Lüftungsnetze, sofern dies bei allen Systemen erforderlich ist, für die Anforderungen gemäß den Referenzrahmen „Große Hitze", „Große Kälte" und „Interne Explosion" gelten. Die Aufrechterhaltung der mit den Sicherheitsanforderungen verbundenen Einstellungen wird anschließend durch die Einführung spezifischer Betriebsvorschriften gewährleistet.

Spezifischer Teil für Block 2 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

EDF setzt eine Maßnahme um, die darauf abzielt, die Kompaktheit und damit die Einschließung der Überlebensinsel (die den Kontrollraum enthält) zu verbessern, indem die Belüftung von Nebenräumen, die vom Kontrollraum entfernt sind, getrennt wird, und zwar für die geraden Reaktoren der Baureihe CPY (PNPE1446).

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Diagnose-, Instandsetzungs- und Einstellarbeiten wurden von 2020 bis 2022 am Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais durchgeführt.

Im Anschluss an die Diagnosen konnten durch Reinigungsmaßnahmen, den Austausch bestimmter Komponenten (Heizregister, Regelklappen, Rückschlagventile …) sowie die Wiederherstellung der Dichtheit an Elementen, die zur statischen Eindämmung beitragen (Türdichtungen, Unversehrtheit der Kabeldurchführungen, …) die Leistung so optimiert, dass bei der Einstellung die neuen Anforderungen der Referenzsysteme „Grands Chauds“, „Grand Froid“ und „Explosion Interne“ erfüllt wurden.

Die Nachhaltigkeit dieser Einstellungen wird durch die Umsetzung eines Programms gewährleistet, das sich auf vier Hebel stützt: Dokumentation, materielle Vorkehrungen, Organisation des Kernkraftwerks und die Betriebskultur im Bereich der Lüftung, mit der die entsprechenden Kompetenzen verbunden sind.

Die Änderung PNPE1446 „Entfernung der DVC-CPY-Vorsprünge an den geraden Blöcken“ wird im Rahmen der Phase „Ergänzungen“ der Änderungen des 4. RP 900 am Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt.

4.2.4. Ergänzende Systemüberprüfungen

Allgemeiner Teil „Lagerung“

❖ **Hintergrund**

Die ursprüngliche Auslegung der Reaktoren basiert auf einem Ansatz zur Dimensionierung von Schutzsystemen für Stör- und Unfallsituationen im Reaktorkessel (Auslegungsunfälle der Kategorien 1 bis 4), der schrittweise auf den ergänzenden Bereich und anschließend auf Unfälle mit Kernschmelze sowie auf aggressive Einflüsse ausgeweitet wurde. Dies veranlasste EDF dazu, die Auslegungsstudien der Systeme erneut zu überprüfen, um deren Übereinstimmung mit den im Sicherheitsnachweis berücksichtigten Daten und Annahmen sicherzustellen.

EDF hat daher ein ergänzendes Verfahren zur Auswahl der zu überprüfenden Elementarsysteme definiert. Dieses Verfahren legt den Schwerpunkt auf eine pragmatische Sicherheitsbetrachtung und wurde anhand von drei Analysebereichen durchgeführt:

- Die Identifizierung der Systeme, die im Hinblick auf das Risiko einer Kernschmelze von Bedeutung sind.
- Die Konstruktionsstudien, die seit der Inbetriebnahme der Kernkraftwerke nicht mehr überprüft wurden.
- Systeme, bei denen die Erfahrungsauswertung ungünstig ausfällt.

Die im Rahmen des ersten Analysebereichs ausgewählten Systeme sind diejenigen, die direkt zur Notkühlung des Reaktorkerns beitragen, nämlich die RIS-, EAS- und ASG-Kreise. Dieser Umfang wurde um die Systeme ergänzt, die zur Kühlung des stillgelegten Reaktors und zur Zwischenkühlung beitragen, nämlich die Systeme RRA und RRI, sowie um das PTR-System aufgrund seines Beitrags zur Kühlung des Brennelementbeckens.

Die beiden anderen Analysebereiche haben die Systeme im Zusammenhang mit den Stromquellen und der Belüftung herausgearbeitet, wobei insbesondere die Zuverlässigkeitsdaten der Ausrüstung, die ESS-Entwürfe und der *„Vorläufer"-Ansatz* der EPS berücksichtigt wurden.

❖ **Ziele**

Die Ziele dieser Überprüfungen bestehen darin, Folgendes zu überprüfen:

- die Angemessenheit der funktionalen Sicherheitsanforderungen, die sich aus dem Sicherheitsnachweis des 4. RP 900 ergeben, im Vergleich zu ihrer Umsetzung in Kapitel IX der Allgemeinen Betriebsvorschriften (RGE),
- die Übereinstimmung der in der Sicherheitsnachweisführung des 4. RP 900 definierten Auslegungsanforderungen mit den in der EIPS-Liste festgelegten Anforderungen:
  - mechanische und elektrische Klassifizierung,
  - elektrische Notstromversorgung,
  - Erdbebensicherheit,
  - Qualifizierung für den Betriebszustand bei gestörten Betriebsbedingungen und für den Fall einer Unfallbelastung mit Kernschmelze.

Zu diesem Zweck wird zunächst eine Bestandsaufnahme der funktionalen Sicherheitsanforderungen und der definierten Auslegungsanforderungen aus dem für den Serienblock von Tricastin 1 geltenden Sicherheitsnachweis durchgeführt. In einem zweiten Schritt wird die Übereinstimmung zwischen diesen Anforderungen und ihrer Umsetzung in Kapitel IX der Allgemeinen Betriebsvorschriften (RGE) sowie in der Liste der als IPS klassifizierten Ausrüstungen überprüft.

❖ **Antwort**

Alle im Rahmen dieser Überprüfungen durchgeführten Analysen führten zu folgender Schlussfolgerung:

- die Angemessenheit des Programms für regelmäßige Prüfungen im Hinblick auf die funktionalen Sicherheitsanforderungen der im Stand „4. RP" überprüften Systeme;
- Die Angemessenheit der festgelegten Auslegungsanforderungen im Hinblick auf die in der EIPS-Liste des 4. RP 900 spezifizierten Anforderungen.

Diese Analysen haben EDF dazu veranlasst, folgende Maßnahmen durchzuführen:

- Aktualisierung des Sicherheitsberichts (RDS), um die festgelegten Leistungs- oder Konstruktionsanforderungen für die überprüften Systeme genauer zu beschreiben;
- Angleichung der Allgemeinen Betriebsvorschriften (RGE) an die definierten Anforderungen für die überarbeiteten Systeme. Insbesondere hat EDF die Unfallverfahren H4/U3 aktualisiert, um die Einhaltung bestimmter Klassengrenzwerte sicherzustellen. Die Analysen führen zudem zu einer Änderung der mit dem PTR-System verbundenen RGE, um die auf der BR-Seite eingeleiteten Entleerungen des Brennelement-Lagerbeckens mit der dazugehörigen Gegenmaßnahme „Änderung der Steuerung des Ventils des Transferrohrs zum Schließen bei Durchfluss" (PNRL1895) zu berücksichtigen;
- Ergänzende Begründungen zu bestimmten Klassengrenzwerten zwischen seismischen und nicht-seismischen Abschnitten der Kreisläufe, gegebenenfalls begleitet von Vor-Ort-Überprüfungen der Konformität dieser Schnittstellen mit den für das 4. RP 900 geltenden Auslegungsanforderungen. Insbesondere wurde eine Erweiterung der seismischen und mechanischen Klassifizierung der Natronlauge-Umwälzleitung vorgenommen. Die Leitungen und Anlagen wurden in ihrem aktuellen Zustand als erdbebensicher validiert. Es wurde eine Maßnahme umgesetzt, die darin besteht, die Anzugsmomente an den Flanschen und Verankerungen der Sodumwälzpumpe gemäß dem Berechnungsnachweis zur Überprüfung ihrer Integrität zu kontrollieren (PNRL1933).

- Aktualisierung des Programms für regelmäßige Prüfungen der Notstromaggregate, um die Repräsentativität des Kriteriums bezüglich der maximalen Statorstromstärke zu verbessern.

❖ **Fazit**

Die im Rahmen der Konformitätsprüfungen als Reaktion auf die Anforderung CONF Nr. 4 durchgeführten Arbeiten ermöglichen die Erstellung eines Konstruktionsreferenzrahmens, der den im 4. RP 900 definierten Anforderungen entspricht.

Diese Arbeiten ermöglichten es für die Systeme in seinem Geltungsbereich:

- die Übereinstimmung des Programms für regelmäßige Prüfungen mit den funktionalen Sicherheitsanforderungen des Referenzrahmens des 4. RP 900 zu überprüfen,
- die Konformität der festgelegten Anforderungen an die EIPS der CPY-Stufe mit dem Referenzrahmen des 4. RP 900 zu überprüfen,
- gegebenenfalls Änderungen am Anforderungskatalog gemäß 4. RP 900 vorzuschlagen und dabei die zugehörigen Allgemeinen Betriebsvorschriften anzupassen.

Blockspezifischer Teil 2 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais weist keine Besonderheiten hinsichtlich der „Palier"-Stufe auf.

Bilanz zum Zustand des Blocks

Die Änderungen:

- PNRL1895 „Verbesserung der Zuverlässigkeit der Steuerung des Ventils des Transferrohrs für das Schließen bei Durchfluss",
- PNRL1933 „Erdbebensicherung der Natronlauge-Mischleitung",

wurden am Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

4.3. FAZIT

Ergänzend zu den bereits im Rahmen des 4. RP 900 durchgeführten Überprüfungen (Stromquellen, RIS-EAS-Rezirkulationsfunktion, Lüftungsaktionsplan) hat EDF eine Methode zur Identifizierung der wichtigsten sicherheitsrelevanten Systeme entwickelt, die einer Überprüfung unterzogen werden müssen.

Die so erstellte Liste umfasst die Systeme im Zusammenhang mit der Kühlung und dem Schutz des Reaktorkerns, ergänzt durch wichtige unterstützende Systeme.

Die Überprüfungen wurden durchgeführt, und die daraus resultierenden Maßnahmen wurden am Standort Blayais 2 umgesetzt, mit Ausnahme bestimmter Maßnahmen aus der Überprüfung „RIS-EAS-Umluftbetrieb", die durch Vorgaben der ASN im Hinblick auf die Schlussfolgerungen der generischen Phase der 4. periodischen Überprüfung 900 MWe geregelt sind.

KAPITEL 2: NEUBEWERTUNG

INHALTSVERZEICHNIS VON KAPITEL 2

ABSCHNITT 1: UNFÄLLE OHNE KERNSCHMELZE ABSCHNITT 2:
BELASTUNGEN
ABSCHNITT 3: BRENNSTOFFBECKEN
ABSCHNITT 4: UNFÄLLE MIT KERNSCHMELZE
ABSCHNITT 5: KONVENTIONELLE RISIKEN ABSCHNITT
6: QUERSCHNITTSSTUDIEN
ABSCHNITT 7: BEITRAG DES „HARD CORE“ ZU DEN ZIELEN DER NEUBEWERTUNG

ABSCHNITT 1: UNFÄLLE OHNE KERNSCHMELZE

1. UNFÄLLE OHNE HERZVERSCHLUSS 61
1.1. ZIELE 61
1.2. ERFÜLLUNG DER ZIELE 62
1.2.1. EINHALTUNG DER SICHERHEITSKRITERIEN FÜR UNFALLSTUDIEN UNTER UNTER BERÜCKSICHTIGUNG DES AKTUELLEN STANDS DES WISSENS 62
1.2.1.1. Studien im Bereich der Auslegung 62
1.2.1.2. Untersuchungen im ergänzenden Bereich 67
1.2.1.3. Zusätzliche Studien 71
1.2.1.4. Wahrscheinlichkeitsbasierte Sicherheitsanalysen (EPS) der internen Ereignisse „*Kessel*“ der Stufe 1 76
1.2.2. ANSTREBEN VON STUFEN RADIOLOGISCHER FOLGEN, DIE KEINE GEGENMASSNAHMEN FÜR DIE BEVÖLKERUNG ERFORDERN 78
1.2.2.1. Neubewertung der radiologischen Folgen des *„Kessel“-Ereignisses* 79
1.2.2.2. Neubewertung der Leistungsfähigkeit des Containments 81
1.2.2.3. Neubewertung der radiologischen Folgen *„außerhalb des Reaktorkessels*“ 86
1.3. FAZIT 87

1. UNFÄLLE OHNE KERNSCHMELZE

1.1. ZIELE

Das übergeordnete Ziel der nuklearen Sicherheit besteht darin, die Bevölkerung und ihre Umwelt zu schützen, indem in Kernkraftwerken ein wirksames mehrstufiges Sicherheitskonzept gegen radiologische und nicht-radiologische Risiken etabliert und aufrechterhalten wird.

Im Rahmen des Sicherheitsnachweises werden die Auslegungsstörfälle und -unfälle sowie Unfälle des ergänzenden Bereichs und Angriffe auf ihre radiologischen Folgen hin analysiert, um sicherzustellen, dass die Freisetzungen radioaktiver Stoffe in die Umwelt infolge dieser Situationen unter Berücksichtigung der Auslegungs- und Betriebsvorschriften nur begrenzte Folgen für die Bevölkerung und die Umwelt haben. Über diese Situationen hinaus werden auch Unfallszenarien mit Kernschmelze untersucht, deren Eintrittswahrscheinlichkeit sehr gering ist.

Dieses Kapitel befasst sich mit Unfällen ohne Kernschmelze im Zusammenhang mit Störfällen und Unfällen am Reaktorkessel sowie mit den Bereichen Auslegung und ergänzende Maßnahmen.

Ziel Nr. 1: Einhaltung der Sicherheitskriterien der Unfallstudien unter Einbeziehung neuer Erkenntnisse

Anlässlich des 4. RP 900 werden alle Unfallstudien aktualisiert, um die Einhaltung der Sicherheitskriterien unter Berücksichtigung des aktuellen Stands der Erkenntnisse und Praktiken zu überprüfen.

Zu diesem Zweck hat EDF verschiedene Arten von Studien durchgeführt:

- Studien zu den ursprünglichen Auslegungsszenarien des Reaktorkessels (Auslegungsbereich),
- Studien zu ergänzenden Auslegungsszenarien (Ergänzender Bereich),
- zusätzliche Studien, die sich aus besonderen Nachweisen zu spezifischen zusätzlichen Szenarien, aus Anforderungen der ASN (Übertragung des EPR-Konzepts von Flamanville 3 auf die 900-MWe-Baureihe) oder aus Studien zur Untermauerung der für den Sicherheitsnachweis gewählten Annahmen ergeben,
- probabilistische Sicherheitsstudien zum Risiko einer Kernschmelze und zu radiologischen Freisetzungen, die es ermöglichen, ergänzende Maßnahmen zu denjenigen zu identifizieren, die sich aus der ursprünglichen Auslegung der Reaktoren ergeben.

Ziel Nr. 2: Anstreben von radiologischen Folgen, die keine Gegenmaßnahmen für die Bevölkerung erfordern

Im Rahmen des 4. RP 900 hat sich EDF zum Ziel gesetzt, unfallbedingte radiologische Folgen in der Größenordnung der Schwellenwerte anzustreben, ab denen Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung zu ergreifen sind, wie sie in der Verordnung vom 20. November 2009 zur Genehmigung des Beschlusses Nr. 2009-DC-0153 der ASN vom 18. August 2009 über die Interventionswerte in radiologischen Notfallsituationen, deren Werte im Folgenden aufgeführt sind:

- eine effektive Dosis von 10 mSv für die In-Sicherheit-Bringen,
- eine effektive Dosis von 50 mSv für die Evakuierung,
- eine Schilddrüsenäquivalentdosis von 50 mSv für die Verabreichung von stabilem Jod.

Zu diesem Zweck bewertet der 4. RP 900 neu:

- die radiologischen Folgen von Unfällen im Zusammenhang mit dem Reaktorkessel,
- die Leistungsfähigkeit des Sicherheitsbehälters,
- die radiologischen Folgen von Unfällen *„außerhalb des Reaktorkessels*“.

1.2. ERFÜLLUNG DER ZIELE

1.2.1. EINHALTUNG DER SICHERHEITSKRITERIEN FÜR UNFALLSTUDIEN UNTER BERÜCKSICHTIGUNG NEUER ERKENNTNISSE

Im Rahmen des 4. RP 900 wurden alle Sicherheitsstudien zu Störfällen, Unfällen und ergänzenden Situationen unter Berücksichtigung entsprechender Annahmen überarbeitet:

- im Reaktorkern und im Brennstoff,
- beim Betrieb der Blöcke,
- die Entwicklung der Sicherheitsanforderungen,
- die Berücksichtigung von Unregelmäßigkeiten in den Studien, die sich auf die Studien der vorherigen

Überprüfung auswirkten. Die Untersuchungsmethoden konnten zudem seit dem 3. RP 900 weiterentwickelt werden:

- entweder zur Einbeziehung von Entwicklungen des Stands der Technik,
- entweder um den neuesten Stand der Technik zu integrieren,
- entweder um Sicherheitsmargen wiederherzustellen.

Auf Anfrage der ASN wurden alle Korrekturen an den Auslegungsstudien zum 3. RP 900 berücksichtigt und der ASN mitgeteilt.

1.2.1.1. Studien zum Auslegungsbereich

Generischer Teil „Stufe“

❖ **Hintergrund und Ziele der Studien**

Der Schutz von Mensch und Umwelt vor den radiologischen Folgen – sofern solche auftreten – der bei der Auslegung des Kraftwerks berücksichtigten Unfälle, selbst solcher mit sehr geringer Eintrittswahrscheinlichkeit, beruht auf der Reihenanordnung von Sicherheitsbarrieren, die in folgender Reihenfolge bestehen:

- die Brennstoffhülle (1. Barriere);
- der Hauptkühlkreislauf des Reaktors (2. Barriere);
- der Sicherheitsbehälter (3. Barriere) und dessen Erweiterungen.

Jeder Betriebskategorie (Kategorien 2, 3 und 4 je nach Eintrittswahrscheinlichkeit) sind Ziele hinsichtlich der Integrität der drei Barrieren zugeordnet. Diese Ziele sind abgestuft, sodass den wahrscheinlichsten Betriebsbedingungen die strengsten Anforderungen entsprechen.

Neben der Integrität der Barrieren gelten folgende Anforderungen:

- die Vermeidung einer Verschlechterung eines Betriebszustands hin zu einem schwerwiegenderen Zustand,
- das Führen und Aufrechterhalten der Anlage in einem sicheren Zustand, in dem die drei grundlegenden Sicherheitsfunktionen dauerhaft gewährleistet sind: die Beherrschung der Reaktivität (Unterkritizität des Reaktorkerns), die Ableitung der Restleistung und die Einschließung radioaktiver Stoffe.

Für die im Rahmen des Auslegungsbereichs untersuchten zufälligen und unfallbedingten Transienten (Betriebskategorien 2, 3 und 4) besteht das Ziel daher darin, unter Berücksichtigung der mit dem 4. RP 900 verbundenen Annahmenänderungen nachzuweisen:

- die Einhaltung der Sicherheitsgrundsätze,
- die Einhaltung der Sicherheitskriterien im Zusammenhang mit den begrenzenden physikalischen Phänomenen, die das Erreichen der für die drei Sicherheitsbarrieren definierten allgemeinen Ziele gewährleisten,
- das Erreichen und Aufrechterhalten eines sicheren Zustands.

❖ **Zusammenfassung der Studien**

Im Rahmen des 4. RP 900 wurden alle Studien des Bereichs Auslegung aktualisiert:

- Unkontrolliertes Abschalten der Leistungsregelaggregate beim Anfahren,
- unkontrolliertes Abschalten der Leistungsregelaggregate,
- Leistungskapazität der Klasse 2 zur Überprüfung der korrekten Dimensionierung der Reaktorschutzsysteme,
- Falsche Positionierung, Herabfallen eines Brennelements oder einer Gruppe von Brennelementen,
- unkontrollierte Verdünnung der Borsäure,
- Teilweiser Verlust des Primärdurchflusses,
- Vollständiger Druckverlust und/oder Auslösung der Turbine,
- Ausfall der normalen Speisewasserversorgung der Reaktorkernbrennstäbe,
- Störung der normalen Speisewasserversorgung,
- Vollständiger Ausfall der externen Stromversorgung,
- Übermäßiger Lastanstieg,
- Vorübergehender Druckabfall im Primärkreislauf,
- Unbeabsichtigtes Öffnen eines Sekundärventils (OISS),
- Unbeabsichtigtes Anlaufen des Sicherheitsinjektionssystems,
- Unfall mit Primärkühlmittelverlust (APRP) aufgrund eines kleinen Bruchs mit einem Durchmesser von höchstens 2,5 cm,

- Erzwungene Reduzierung des Primärdurchflusses,
- Entfernung eines Leistungsregelungsbündels (R1GP),
- Kleiner Riss in der Sekundärrohrleitung,
- Unbeabsichtigtes Öffnen eines Sicherheitsventils des Druckhalters,
- Bruch eines Dampferzeugerrohrs (RTGV) der Kategorie 3,
- Großer Bruch einer Dampfleitung (RTV) der Kategorie 4,
- Erheblicher Bruch einer Trinkwasserleitung,
- Blockierter Rotor einer Primärmotorpumpe,
- RTGV der 4. Kategorie (Bruch eines Dampferzeugerrohrs in Verbindung mit einem in geöffneter Stellung blockierten Sekundärventil),
- Auswurf einer Steuerkette (EDG),
- Falsche Positionierung einer Brennelementkassette im Reaktorkern,
- Unfall beim Umgang mit Brennstoff,
- Unfall beim Umgang mit dem Behälter für abgebrannte Brennelemente,
- APRP mit mittlerem Durchbruch (APRP BI) der Kategorie 4.

Die Untersuchungen werden nach bewährten Methoden durchgeführt: Entweder werden diese aus dem 3. RP 900 übernommen oder sie werden bereits beim EPR Flamanville 3 oder bei anderen Reaktortypen des Bestands angewendet. Der Einsatz von 3D-Methoden, auf die im RP4 900 häufiger zurückgegriffen wird, ermöglicht es dank dreidimensionaler Berechnungen, die Physik der in den Unfallstudien relevanten Phänomene besser abzubilden und dabei ein gleichwertiges Sicherheitsnivau beizubehalten. Eine weitere wesentliche Änderung betrifft die Korrelation des kritischen Durchflusses, deren Weiterentwicklung eine bessere Charakterisierung des Brennstoffverhaltens hinsichtlich des physikalischen Phänomens der Siedekrise ermöglicht. Schließlich betrifft eine grundlegende Annahme die Berücksichtigung der Auswirkungen der Verformung der Brennelemente in den Studien. Unter der kumulativen Wirkung von hydraulischen und mechanischen Beanspruchungen, Bestrahlung und Temperatur verformen sich die Brennelemente seitlich. Dieses Phänomen führt zu einer Vergrößerung der zwischen den Brennelementbündeln vorhandenen Wasserspalten, deren neutronische und thermohydraulische Auswirkungen auf die Studien des Auslegungsbereichs bewertet und in die endgültige Sicherheitsmargenbilanz des 4. RP 900 integriert werden.

Die wichtigsten Entwicklungen, die sich aus den Annahmen des 4. RP 900 ergeben, sind folgende:

- Im Rahmen der Behebung von Studienabweichungen:
  - Erhöhung des Durchflusses der Regelventile GCT-a (PNPE1141): Diese Änderung trägt zur Beseitigung der Planungsabweichung *„Unvollständigkeit der Berechnungsmethode für den ASG-Wasserverbrauch mittels Enthalpiebilanz*“ bei, die sich auf den ASG-Verbrauch in den C-Phasen der Studien auswirkt (die C-Phase der Studien erstreckt sich vom Zeitpunkt der ersten manuellen Maßnahme bis zum Erreichen des sicheren Abschaltzustands).
  - Nachspeisung des ASG-Behälters über den JP-Löschwasserkreislauf (PNPP1864): Diese Änderung trägt zur Behebung der Planungsabweichung „*Unvollständigkeit der Berechnungsmethode für den ASG-Wasserverbrauch mittels Enthalpiebila*nz“ bei, die sich auf den ASG-Verbrauch in den C-Phasen der Studien auswirkt.
  - Einbau eines Borometers an der RCV-Entlastungsleitung (PNPP1797): Diese Änderung ermöglicht die Behebung der CNS-Anomalie in den Verdünnungsstudien für API/APR und wird auch in der Verdünnungsstudie für AN/RRA bei abgeschalteten Primärpumpen berücksichtigt.

- Im Rahmen des 4. RP 900 (Änderungen aus anderen Themenbereichen der Überprüfung, die in den Studien des Bereichs Auslegung berücksichtigt wurden):
    - Austausch der SEBIM-Ventilköpfe des Druckhalters bei den CPY-Blöcken im Zustand VD4 (PNPP1595): Diese Änderung zielt darauf ab, die Entlastungskapazität der Ventilköpfe des Druckhalters bei Niederdruckwasser zu erhöhen.
    - Tmoy-Filter – SIP C (PNRL1817): Diese Änderung ermöglicht einen besseren Betrieb des Blocks.
    - Modernisierung des RPN CPY im Zustand VD4 (PNPP1838): Diese Änderung wirkt sich im Wesentlichen auf die Studien aus, die sich mit den Unsicherheiten bei der Rekonstruktion des axialen Leistungsungleichgewichts befassen.
    - Flächendeckende Einführung von Hafnium-Absorptionsbündeln im Referenzsystem VD4 900: Diese Änderung dient als Eingangsgröße für Unfallstudien. Ihr Ziel ist es, die Reaktordruckbehälter-Fluenz zu begrenzen (siehe Teil III, Abschnitt 1, § 1.2.2.1).

Zusammenfassend lässt sich sagen, dass EDF im Rahmen des 4. RP 900 die folgenden Änderungen umsetzt, um die mit den Studien des Auslegungsbereichs verbundenen Ziele zu erreichen:

- Weiterentwicklung des SIP-Schutzsystems (PNPP1873): Diese Änderung ermöglicht die Anpassung der Schutzgrößen ΔTte und ΔTsp, die durch die Leistungsfähigkeitsstudien der Klasse 2 ausgelegt wurden, sowie des durch die RTV-Studie bei 100 % Pn geänderten BPVA-Schwellenwerts.
- Erhöhung des erforderlichen REA-Bore-Volumens und Erhöhung des freien TEP-Volumens (PNRL1829): Diese Änderungen ergeben sich aus den Studien zur Reaktivitätskontrolle in Abschaltzuständen.
- Erhöhung des Drucks in den RIS-Akkumulatoren (PNPE1359) und Senkung des Fülldrucks der MOX-Stäbe in den neuen Brennelementen: Diese Änderungen ermöglichen eine größere Sicherheitsmarge hinsichtlich der mit der APRP-BI-Studie verbundenen Brennstoffphänomene.
- Änderung der Alarmkarten, die in der Studie zum unkontrollierten Verdünnungstransient von Borsäure bei Reaktorleistung ausgewertet wurden, sowie Änderung der Störfall-/Unfall-Betriebsverfahren, die nach dem durch diese Alarmkarten angeforderten manuellen Reaktorstillstand angewendet werden, um die Verdünnungsquelle endgültig zu isolieren und anschließend die Borierung des Primärkreislaufs sicherzustellen.
- Änderung der Sperrgeraden der Gruppe R (PNRL1957), um die Auswirkungen der Verformung der Brennelemente auf die Sicherheitsmargen hinsichtlich des Kriteriums der Brennelementsturzstudie zu berücksichtigen.

Im Bereich der Studien werden in Phase B folgende Ergänzungen vorgenommen:

- für den R1GP-Unfall: den Fall mit verspäteter automatischer Reaktorabschaltung (AAR),
- für den EDG-Unfall: den Fall ohne AAR durch dphi/dt und die Anwendung der Kriterien, die im Rahmen der Ständigen Reaktorgruppe *„Kriterien für die* Brennstoffbeständigkeit“ von 2017 definiert wurden,
- für den RTV-Unfall bei 100 % Pn: den Fall mit und ohne Kumulierung eines externen Spannungsausfalls (MDTE),
- für den OISS-Transienten: den Fall eines Bruchs an der Schnittstelle der Sicherheitsinjektionsbeanspruchung,
- für den Aspekt der Verformung der Brennelemente die Elemente zur Berücksichtigung der neutronischen und thermohydraulischen Auswirkungen,

Schließlich führt EDF in Anwendung der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4 RP 900 erlassenen Vorschriften ergänzende Untersuchungen zu den folgenden drei Themenbereichen durch:

- In Anwendung der Vorgabe [Étude-B] wird EDF bis spätestens 31. Dezember 2024 im Rahmen eines experimentellen Ansatzes die Gültigkeit der kritischen Flusskorrelation bewerten, die am Rand verformter Brennelemente verwendet wird. Zum gleichen Zeitpunkt wird EDF das Arbeitsprogramm festlegen, das zur Berücksichtigung der Erkenntnisse aus diesem experimentellen Ansatz durchgeführt werden soll, sowie den dazugehörigen Zeitplan. EDF hat

der ASN im Juni 2021 ein detailliertes Programm der durchzuführenden Versuchskonfigurationen übermittelt.

- In Anwendung der Vorschrift [Étude-D] hat EDF Versuche durchgeführt, um die Knickgrenze der Gitter der Brennelemente in einer realistischeren Konfiguration als auf dem bisherigen Prüfstand zu charakterisieren. Die Ergebnisse wurden herangezogen, um das mechanische Verhalten der Brennelemente im Falle eines Kühlmittelverlustunfalls der Kategorie 4 in Verbindung mit einem gleichzeitig auftretenden Erdbeben zu bewerten. Diese Bewertung stellt weder die Kühlleistung des Reaktorkerns noch die Kontrolle seiner Reaktivität durch das Herabfallen der Brennelemente in Frage und veranlasst EDF dazu, die betreffenden Sicherheitsberichte zu aktualisieren, um die daraus gewonnenen Erkenntnisse bei Ablauf der TTS der 5. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Generation zu integrieren.

❖ **Fazit**

Zusammenfassend lässt sich sagen, dass alle Unfallstudien des Auslegungsbereichs unter Zugrundelegung der im Rahmen des Referenzrahmens des 4. RP 900 festgelegten Annahmen erneut untersucht wurden. Die Einhaltung der Sicherheitskriterien ist für alle durchgeführten Studien gewährleistet.

Spezifischer Teil zu Block 2 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands

des Blocks Die Änderungen:

- PNPE1141 „Erhöhung des Durchflusses der Regelventile GCT-a“,
- PNPP1864 „Nachspeisung des ASG-Behälters durch JP*“,
- PNPP1595 außerhalb von Band C „Austausch der SEBIM-Ventilköpfe“,
- PNPP1838 „Digitales RPN“,
- PNPP1873 „Weiterentwicklung SIP-P“,
- PNRL1817 „Tmoy-Filter – SIP C“,
- PNRL1829 „Erhöhung des erforderlichen REA-Bor-Volumens und Erhöhung des freien TEP-Volumens“,
- PNRL1903 „ASG-Nachspeisung durch JP*“,

wurden im Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPE1359 „Erhöhung des Drucks in den RIS-Akkumulatoren“ wird am Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration spätestens in Phase B des 4. RP 900 erfolgen soll.

Die Änderung PNRL1957 „Änderung der Sperrvorrichtung der Gruppe R oder einer anderen (PMOX-Wasserschieber)“ wird am Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4. RP 900 umgesetzt.

Die Änderung PNPP1797 bezüglich des Einbaus eines Borometers am Auslass des chemisch-volumetrischen Kontrollsystems (RCV) wurde am Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais durchgeführt. Die ursprünglich vor Ende 2022 geplante Inbetriebnahme dieser Änderung wird vorläufig ausgesetzt, bis weitere Untersuchungen vorliegen. In

der Zwischenzeit werden die bereits im Zustand VD3 umgesetzten Ausgleichsmaßnahmen im Zustand VD4 fortgeführt und ermöglichen es, die Kontrolle über zufällige Transienten homogener Verdünnung in den Abschaltzuständen sicherzustellen.

Die Änderung „Allgemeine Einführung von Hafnium-Absorptionsbündeln im Referenzsystem VD4 900“ wurde im Rahmen der Phase A der Änderungen des 4. RP900 integriert.

Die Änderung „MOX-Brennstäbe mit auf 16 bar gesenktem Fülldruck“ wird im Rahmen eines spezifischen Zeitplans umgesetzt, wobei eine erste Beladung im Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais während des ersten Stillstands nach der 4. Zehnjahresinspektion vorgesehen ist und die Änderung zwei Stillstände später im gesamten Reaktorkern wirksam wird.

1.2.1.2. Studien zum ergänzenden Bereich

Allgemeiner Teil „Lagerung“

❖ **Hintergrund und Ziele der Studien**

Die deterministische Überprüfung der ursprünglichen Auslegung einer Anlage wird durch eine Überprüfung des Sicherheitsniveaus auf der Grundlage probabilistischer Sicherheitsstudien (EPS) ergänzt, die es ermöglichen, plausible Szenarien für Mehrfachausfälle zu identifizieren.

Der ergänzende Bereich untersucht ergänzende Betriebsbedingungen (CFC) zu den Auslegungsbetriebsbedingungen im Rahmen eines Risikominderungsansatzes.

Diese CFC stützen sich auf ergänzende Maßnahmen (DC), die darauf abzielen, die Folgen solcher Ausfallhäufungen akzeptabel zu machen. Die thermohydraulische und/oder neutronische Untersuchung, die auf einer ergänzenden Betriebsbedingung basiert, ermöglicht es, die Wirksamkeit der ergänzenden Maßnahme hinsichtlich der Verhinderung einer Kernschmelze nachzuweisen. Sie überprüft die Akzeptanzkriterien für die Auslegungsbetriebsbedingungen der 4. Kategorie oder für Entkopplungsbedingungen.

❖ **Zusammenfassung der Untersuchungen**

Der Prozess zur Identifizierung ergänzender Maßnahmen gliedert sich in drei Schritte:

- Identifizierung potenzieller ergänzender Maßnahmen, d. h. der spezifischen Systeme oder Funktionen, die im EPS der Stufe 1 zum Einsatz kommen;
- Identifizierung der mit den potenziellen Maßnahmen verbundenen Funktionsabläufe: Jede potenzielle ergänzende Maßnahme wird einer Gruppe elementarer Abläufe des EPS der Stufe 1 zugeordnet (d. h. solcher, die zu einer Kernschmelze führen);
- Festlegung der ergänzenden Maßnahmen: Dieser Schritt besteht darin, die ergänzenden Maßnahmen zu bestimmen, die eine Verringerung der signifikanten Risiken ermöglichen. Zu diesem Zweck wird die Häufigkeit der Funktionssequenz ohne die ergänzende Maßnahme mit dem probabilistischen Referenzwert von etwa 10^{-7} pro Jahr und Reaktor verglichen, der im Einklang mit den probabilistischen Zielwerten definiert wurde:
  - Wird der Referenzwert ohne die Umsetzung der potenziellen zusätzlichen Maßnahme eingehalten, ist die Notwendigkeit dieser Maßnahme zur Risikominderung nicht nachgewiesen ; in diesem Fall wird die potenzielle ergänzende Maßnahme nicht berücksichtigt;
  - Wird der Referenzwert ohne Umsetzung der potenziellen ergänzenden Maßnahme überschritten, kann die Notwendigkeit der ergänzenden Maßnahme von Fall zu Fall anhand der Akzeptanz der eingegangenen Risiken beurteilt werden.

Alle Studien des ergänzenden Bereichs werden im Rahmen des 4. RP 900 aktualisiert.

Die Durchführung all dieser Studien führt zu einer Aktualisierung der Liste der DC und CFC. Die Ausrüstungen, Informationen oder Systeme, die im Rahmen der Studien des Bereichs

, werden anschließend in den Allgemeinen Betriebsvorschriften (RGE) aufgeführt.

Darüber hinaus wird überprüft, ob diese Ausrüstungen die Anforderungen an Einstufung und Qualifizierung erfüllen, die sich aus ihrer Berücksichtigung in diesen Studien ergeben.

Die folgende Tabelle listet die im Rahmen des Zusatzbereichs des 4· RP 900, Phase A, festgelegten zusätzlichen Betriebsbedingungen zusammen mit den zugehörigen Zusatzbestimmungen auf.

Bedingung des Ergänzender Betriebsbedingung	**Ergänzende Bestimmungen**
Transienter Zustand mit Ausfall des AAR (ATWS): Kumulierter Totalausfall des normalen Kühlwassers bei mechanischer Blockade von 3 Reaktorblöcken	Manuelle Inbetriebnahme einer Borierung im Primärkreislauf
Transienter Zustand bei Ausfall des AAR (ATWS): Unbeabsichtigtes Öffnen eines Sekundärventils in Verbindung mit der mechanischen Blockierung von 3 Brennelementbündeln	Manuelle Inbetriebnahme einer Borierung im Primärkreislauf
Transiente Störung mit Ausfall des AAR (ATWS): Vollständiger Ausfall der externen Stromversorgung in Verbindung mit dem Ausfall der AAR-Leistungsschalter	Neues Notfall-Signal
Transienter Zustand mit Ausfall des AAR (ATWS): Kumulierter vollständiger Verlust der normalen Speisewasserversorgung in Verbindung mit einem vollständigen Ausfall des AAR	Lokale Auslösung der RAM-Aggregate
Vollständiger Ausfall der Wasserversorgung der GV in RP	Manuelle Inbetriebnahme der offenen Zufuhrleitung
Vollständiger Ausfall der Kältequelle (H1) in RP und AN/GV	Manuelle Absperrung des Rücklaufs der Dichtungen Nr. 1 der GMPP und der Null-Durchfluss-Leitung RCV Versorgung der Wärmetauscher des Schmierkreislaufs der RCV-Pumpen über den RRI des benachbarten Blocks Automatische Absperrung des RCV-Abflusses Manuelle Nachspeisung des ASG-Behälters durch SER mittels Schwerkraft Manuelle Inbetriebnahme einer Borierung des Primärkreislaufs
Kumulierte Primärleckage in Verbindung mit dem Ausfall des ISHP im Betrieb	Maximale Kühlung
Primärleck im AN/GV-Betrieb	Manuelle Inbetriebnahme des IS
Primärleckage im AN/RRA-Betrieb	Manuelle Inbetriebnahme des IS
Ausfall oder Leckage im RRA-Kreislauf und Fehlschlagen der automatischen Nachspeisung bei API NF (nicht geschlossen)	Manuelle Inbetriebnahme einer Primärnachspeisung Manuelle Absperrung der Verbindung RRA-RCV Manuelle Umschaltung auf Rückführung
Totalausfall des RIS oder des EAS im Rücklaufbetrieb infolge eines Primärrohrbruchs in RP, AN/GV und AN/RRA	Gegenseitige Notversorgung durch das ISBP oder das EAS

Bedingung des Ergänzender Betrieb	Ergänzende Bestimmungen
Vollständiger Ausfall der Stromversorgung (H3) mit Notstromversorgung durch Einspeisung an den Verbindungsstellen der GMPP in RP und AN/GV	Einspritzung an den Dichtungen der Primärpumpen durch die vom DUS gespeiste Testpumpe Stromversorgung der für den Betrieb der GV erforderlichen Messgeräte Manuelle Nachspeisung der ASG-Abdeckung durch SER mittels Schwerkraft
Vollständiger Ausfall der Stromversorgung (H3) mit Ausfall der Testpumpe, was zum Auftreten eines Lecks an den Dichtungen der GMPP aus RP und AN/GV führt	Nachspeisung des Primärkreislaufs durch den RCV, gespeist vom GUS Wiederherstellung der Stromversorgung für die zur Durchführung der GV erforderlichen Maßnahmen Manuelle Nachspeisung der ASG-Abdeckung durch SER mittels Schwerkraft Nachspeisung des Primärkreislaufs durch die EAS-ND-Pumpe, die vom DUS gespeist wird
Vollständiger Ausfall der Stromversorgung (H3) mit Ausfall der Testpumpe, was zum Auftreten eines Lecks an den Dichtungen der GMPP aus RP und AN/GV führt	Wiederherstellung der Stromversorgung für die zum Betrieb der GV erforderlichen Maßnahmen Manuelle Wiederbefüllung der ASG-Plane durch SER mittels Schwerkraft Nachspeisung des Primärkreislaufs durch die vom DUS gespeiste Pumpe EAS-ND
Vollständiger Ausfall der Stromversorgung (H3) bei Abschaltung wegen Wartungsarbeiten, Primärkreis nicht ausreichend geöffnet	Inbetriebnahme einer Nachspeisung im Primärkreis durch den RCV des benachbarten Blocks Manuelle Trennung der Verbindung RRA-RCV Wiederherstellung der Stromversorgung für die zur Steuerung der GV erforderlichen Maßnahmen
Vollständiger Ausfall der Stromversorgung (H3) im Stillstand wegen Wartungsarbeiten, Primärkreis ausreichend geöffnet	Manuelle Inbetriebnahme einer Schwerkraft-Zusatzversorgung im Primärkreis Inbetriebnahme einer Nachspeisung im Primärkreis über den RCV des benachbarten Blocks
Vollständiger Ausfall der Stromversorgung (H3) im AN/RRA-Modus	Stromversorgung der für den Betrieb der GV erforderlichen Maßnahmen Manuelle Wiederherstellung der Stromversorgung der ASG-Abdeckung durch SER im Schwerkraftbetrieb
Ausfall der Schaltanlagen LHA und LHB durch Gleichtaktstörung (DCC-LH), was zum Auftreten einer Leckage an den Dichtungen der GMPP in RP und AN/GV führt	Wiederherstellung der Stromversorgung für die zur Steuerung der GV erforderlichen Maßnahmen Manuelle Wiederherstellung der Stromversorgung der ASG-Abdeckung durch SER im Schwerkraftbetrieb Nachspeisung im Primärkreis durch die vom DUS gespeiste Pumpe EAS-ND
Ausfall der Schaltschränke LHA und LHB durch Gleichtaktstörung (DCC-LH) in RP und AN/GV	Einspeisung an den Dichtungen der Primärpumpen durch die vom DUS gespeiste Testpumpe Sicherheitsoptimierung der Einspeisung an den Dichtungen der Primärpumpen Manuelle Nachspeisung der ASG-Membran durch SER mittels Schwerkraft

Bedingung des zusätzlichen Betriebsbedingungen	Zusätzliche Bestimmungen
Ausfall der Schaltschränke LHA und LHB durch Gleichtaktstörung (DCC-LH) im AN/RRA-Modus	Stromversorgung der für den Betrieb der Hochgeschwindigkeitszüge erforderlichen Einrichtungen Manuelle Nachspeisung der ASG-Abdeckung durch SER mittels Schwerkraft
Ausfall der Schaltanlagen LHA und LHB durch Gleichtaktstörung (DCC-LH) im Betriebszustand „Abgeschaltet für Wartungsarbeiten“, Primärkreis nicht ausreichend geöffnet	Inbetriebnahme einer Zusatzversorgung im Primärkreis durch den RCV des benachbarten Blocks Manuelle Trennung der Verbindung RRA-RCV Wiederherstellung der Stromversorgung für die zur Steuerung der GV erforderlichen Maßnahmen
Ausfall der Schaltanlagen LHA und LHB durch Gleichtaktstörung (DCC-LH) im Betriebsstillstand wegen Wartungsarbeiten, Primärkreis ausreichend offen	Manuelle Inbetriebnahme einer Schwerkraft-Nachspeisung im Primärkreis Inbetriebnahme einer Nachspeisung im Primärkreis über den RCV des benachbarten Blocks

Es ist zu beachten, dass bestimmte ergänzende Betriebsbedingungen materielle Änderungen berücksichtigen, die im 4. RP 900 umgesetzt wurden, insbesondere:

- PNPE1152: Der Austausch des Not-Turbogenerators LLS durch den DUS: Diese Änderung ermöglicht eine zuverlässigere Notnotstromquelle, die die Wiederversorgung einer RIS-Pumpe in den Situationen H3 und DCC-LH ermöglicht;
- PNPP1811: Die in Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7 beschriebene EAS-ND-Bestimmung;
- PNRL1894: Der Austausch der Temperaturfühler der Kaltleitung durch qualifizierte Modelle, die unter verschlechterten Umgebungsbedingungen im Reaktorraum einsetzbar sind, um deren Nutzung bei der Bewältigung von H3- oder DCC-LH-Situationen mit Leckage oder Bruch des Primärkreislaufs zu ermöglichen.

Die wichtigsten konzeptionellen Änderungen, die die Studien des ergänzenden Bereichs betreffen, sind:

- Die Weiterentwicklung der Durchführung von H3/DCC-LH-Transienten, integriert in Kapitel VI der RGE;
- Die Einbeziehung eines Nachweises der Reaktivitätskontrolle in die Studien des ergänzenden Bereichs.

Im Rahmen der Phase A setzt EDF eine Strategie zur Bewältigung der H3/DCC-LH-Transienten um, die darauf ausgelegt ist, zwei gegensätzliche Effekte im Zusammenhang mit der Primärtemperatur zu bewältigen: Einerseits begünstigt die Senkung der Primärkreistemperatur den Erhalt der Dichtungen der GMPP und damit den Wasservorrat im Falle eines Einspeisungsverlusts unter Berücksichtigung des Phänomens der hydrothermischen Korrosion; andererseits wirkt sich die Aufrechterhaltung einer hohen Primärtemperatur positiv auf die Unterkritikalität des Reaktorkerns aus. Die Temperaturstufe von 240 °C ist der von EDF für die Phase A festgelegte Kompromiss. Durch ergänzende Untersuchungen konnte die Reaktivitätskontrolle in den Situationen H3 und DCC-LH mit IJPP durch eine Kühlung auf bis zu 190 °C überprüft werden. Im Rahmen der Phase B wird EDF daher die Betriebsführung in den Situationen H3 und DCC-LH mit IJPP im ergänzenden Bereich weiterentwickeln und einen Temperaturwert von 190 °C festlegen, um die Einhaltung der Akzeptanzkriterien zu gewährleisten.

Diese Betriebsstrategie berücksichtigt das gute Verhalten der Dichtungen der GMPP, deren Technologie sich gegenüber dem ursprünglichen Entwurf weiterentwickelt hat (Dichtungsscheiben Nr. 1 aus Siliziumnitrid und Hochtemperatur-O-Ringe) und die ab 2015 in den Dichtungsblöcken getestet wurden, in einem Versuchsparcours unter verschiedenen Druck- und Temperaturbedingungen, bei vollständigem Druckverlust der elektrischen Quellen sowie mit neuen und Dichtungen mit simulierter Alterung.

❖ **Fazit**

Mit der Umsetzung der oben aufgeführten, im 4. RP 900 festgelegten Ergänzenden Bestimmungen erfüllen alle im Rahmen des 4. RP 900 durchgeführten Studien des Ergänzenden Bereichs die Sicherheitskriterien, indem sie den aktuellen Stand des Wissens berücksichtigen.

Spezifischer Teil zu Block 2 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block 2 des Kernkraftwerks Blayais weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderungen der Allgemeinen Betriebsvorschriften im Zusammenhang mit der Einbeziehung neuer, im Rahmen des 4. RP 900, Phase A, identifizierter ergänzender Bestimmungen wurden vorgenommen, und der endgültige Sicherheitsbericht wurde entsprechend aktualisiert.

Die Änderungen:

- PNPE1152 „Ersatz der Stromversorgung durch den Notstromturbogenerator durch eine Versorgung über den Notstromdiesel“,
- PNPP1811 „Einrichtung eines EAS-ND-Systems zur Wassereinspritzung in den Primärkreislauf und zur Ableitung der Restleistung“,
- PNRL1894 „Austausch der Temperaturfühler im Kaltkreis“,

wurden im Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

1.2.1.3. Zusätzliche Studien

Allgemeiner Teil „Lagerung“

Ergänzend zu den Studien zur ursprünglichen Auslegung und denen des „Domaine Complémentaire“ werden zusätzliche Studien im Rahmen eines Ansatzes zur Verbesserung der Reaktorsicherheit durchgeführt.

❖ **Spezifische Nachweise**

Bestimmte physikalische Phänomene oder bestimmte Unfallsituationen, die die ordnungsgemäße Erfüllung der Sicherheitsfunktionen beeinträchtigen könnten, bei der Auslegung jedoch nicht berücksichtigt wurden und nicht unter die ergänzenden Betriebsbedingungen fallen, haben zur Umsetzung spezifischer baulicher oder betrieblicher Maßnahmen geführt. Das allgemeine Ziel der besonderen Nachweise besteht darin, die Robustheit der Anlage gegenüber diesen physikalischen Phänomenen und Unfallsituationen unter Berücksichtigung der umgesetzten baulichen und betrieblichen Maßnahmen zu bewerten.

Anlässlich des 4. RP 900 handelt es sich bei den speziellen Nachweisstudien um folgende:

- Studien zur Wechselwirkung zwischen Brennstab und Hülle (IPG), die die zulässigen Dauer für den verlängerten Betrieb bei mittlerer Leistung (FPPI) festlegen;
- Studie zum Unfall mit Primärkühlmittelverlust aufgrund eines doppelt aufgeschlagenen Guillotinebruchs (APRP 2A mit A im Rohrquerschnitt);
- Heterogene Verdünnung im Zusammenhang mit dem APRP „Zwischenbruch“;
- Homogene Verdünnung durch einen doppelt diskutierten glatten Bruch eines Rohrs im Wärmetauscher des

Dichtkreislauf der Primärpumpen (CEPP).

- **IPG**

Ziel der IPG-Studien ist es, die zulässigen FPPI-Dauern zu ermitteln, die gewährleisten, dass es bei Transienten der Kategorie 2 zu keinem Bruch der Hülle kommt.

Ziel ist es, einen Ansatz zu implementieren, der es ermöglicht, Zyklen abzudecken, bei denen die Anzahl der neu beladenen Brennelemente variabel ist (sogenannte „variable" Beladungen) im Hinblick auf das IPG-Risiko und der gleichzeitig mit dem Sicherheitsnachweis vereinbar bleibt. Der Ansatz „*IPG*-Variabilität" wird in den IPG-Studien 4. RP 900 konkretisiert. Er stützt sich auf die Bewertung der linearen Leistungen im Normalbetrieb und bei Transienten der Kategorie 2 mittels statischer 3D-Berechnungen. Der thermomechanische Teil ermöglicht die Ermittlung der Leistungsbereiche, bei denen es zum Bruch kommt. Die Bilanz der IPG-Sicherheitsmargen wird anhand der lokalen Differenz zwischen der Bruchleistung und der linearen Leistung der Transienten der Kategorie 2 erstellt.

In bestimmten Konfigurationen führt die Variabilität der im 4. RP 900 eingesetzten Brennelemente dazu, dass die anhand des Referenzplans für das Brennstoffmanagement bewertete Bilanz der IPG-Sicherheitsmargen leicht beeinträchtigt wird. Die Auswirkungen der Variabilität der PMOX-Brennstoffmanagementkampagnen bleiben begrenzt.

- **APRP 2A**

Die zu prüfenden Kriterien für die Untersuchung der viel diskutierten doppelten Guillotine-Lücke (APRP 2A) entsprechen denen des APRP der Kategorie 4. Sie zielen einerseits darauf ab, die Integrität der dritten Sicherheitsbarriere zu gewährleisten, und andererseits darauf, die Geometrie des Reaktorkerns so zu erhalten, dass die Kühlung des Brennstoffs ermöglicht wird und somit eine erhebliche Beschädigung des Reaktorkerns vermieden wird.

Die Untersuchung behandelt den großen, doppelt durchbrochenen Reaktorbrand (APRP-2A) unter realistischen Annahmen und Methoden. Das in der 4. RP 900 ermittelte maximale Hüllrohr-Temperaturniveau in Verbindung mit einem kontrollierten maximalen Hüllrohr-Verformungsniveau ermöglicht die Einhaltung der Kriterien.

- **Der APRP BI inhärente heterogene Verdünnungseffekt**

Das Sicherheitsziel dieser Studie besteht darin, sicherzustellen, dass es infolge des dem APRP BI innewohnenden Phänomens der heterogenen Verdünnung nicht zu einer Rückkehr in den kritischen Zustand kommt. Im Rahmen der EPR-Flamanville-3-Studien wurde ein Ansatz zur Untersuchung des Unfalls aufgrund der dem APRP BI innewohnenden heterogenen Verdünnung entwickelt und umgesetzt. Die dem APRP BI innewohnende heterogene Verdünnung wird mit dieser Methodik auch für den in Betrieb befindlichen Kraftwerkspark untersucht.

Die Regeln für die Untersuchung der Auslegungsbetriebsbedingungen werden angewendet, mit Ausnahme der Berücksichtigung eines erschwerenden Faktors (ein erschwerender Faktor ist ein zusätzlicher zufälliger Ausfall, der unabhängig vom auslösenden Ereignis des Unfalls ist). Diese Untersuchung zeigt, dass die dem APRP BI inhärente heterogene Verdünnungssequenz im Referenzsystem 4. RP 900 bei PMOX-Brennstoffmanagement nicht zu einer Rückkehr des Reaktorkerns in den kritischen Zustand führt.

Es wurde eine Sensitivitätsanalyse unter Berücksichtigung eines erschwerenden Ereignisses durchgeführt. Die Ergebnisse zeigen, dass die Schlussfolgerung, wonach der Kern beim Durchgang eines Klarwasserpfropfens nicht wieder in den kritischen Zustand übergeht, auch unter Berücksichtigung eines erschwerenden Ereignisses robust ist.

Zudem wurde eine lokale thermohydraulische Analyse durchgeführt, um die Sensitivität gegenüber dem Volumen des Wasserpfropfens zu untersuchen. Die neutronische Analyse besteht darin, eine statische Neutronenberechnung durchzuführen, wenn das Entkopplungskriterium am Kerneintritt hinsichtlich der kritischen Bor-Konzentration nicht erfüllt ist. Die Ergebnisse dieser Untersuchung:

- kommen zu dem Schluss, dass bei großen Stauvolumina mit einer erheblichen Sicherheitsmarge keine Rückkehr zur kritischen Zustand des Reaktorkerns eintritt;
- belegen zudem das Fehlen eines *„Klippeneffekts"*: Die Schlussfolgerung, dass der Kern nicht in den kritischen Zustand zurückfällt, ist robust gegenüber der Änderung eines Hauptparameters des Transienten, nämlich des Volumens des Pfropfens.

Ergänzende Szenarien, bei denen die Anzahl der Pfropfen, die Kinetik des Eintritts der Pfropfen (Kinetik der Wiederherstellung der natürlichen Zirkulation) und die zeitliche Verzögerung ihres Eintritts in den Reaktorbehälter variiert werden, zeigen auf der Grundlage kinetischer Neutronenberechnungen, dass bei diesem für APRP-BI-Reaktoren der Baureihe CPY mit 900 MWe typischen Unfall mit heterogener Verdünnung keine Schäden am Brennstoff auftreten und die Kühlleistung des Reaktorkerns nicht beeinträchtigt wird.

- **Homogene Verdünnung durch doppelt umstrittenen glatten Bruch eines Rohrs im Wärmetauscher des Dichtungskreislaufs der Primärpumpen (CEPP)**

Derzeit läuft ein Untersuchungsprogramm, um das Szenario einer homogenen Verdünnung durch einen doppelt durchbrochenen Bruch eines Rohrs im Wärmetauscher des Dichtungskreislaufs der Primärpumpen (CEPP) in den Sicherheitsnachweis der 900-MWe-Baureihe zu integrieren, und zwar für die Betriebszustände „Reaktor unter Last“ und „Normalabschaltung“ unter Anwendung der Regeln und Kriterien der Kategorie 4 des Auslegungsbereichs. Was das Risiko einer Verdünnung durch Leckage oder Rohrbruch am CEPP-Wärmetauscher betrifft, wird EDF eine bauliche Änderung (PNPE1189) vornehmen, die die Entnahme einer chemischen Probe stromabwärts des CEPP-Wärmetauschers ermöglicht, um regelmäßig die Integrität dieses Wärmetauschers zu überprüfen.

❖ **Übertragung der Betriebssituationen und -fristen des EPR Flamanville 3**

Diese Studien ermöglichen es, das Verhalten der Reaktoren der Baureihe CPY bei den Ereignissen und betrieblichen Zeitfenstern des Referenzrahmens für den EPR Flamanville 3 zu bewerten, wobei die Regeln für die Untersuchung der Auslegungsbetriebsbedingungen angewendet werden (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 1 – § 1.2.1.1).

Ziel ist es, anhand von zwei unterschiedlichen Teilen zu bewerten:

- Das Verhalten der Reaktoren der Baureihe CPY des in Betrieb befindlichen Kraftwerksparks unter Betriebsbedingungen, die bei ihrer Auslegung nicht berücksichtigt wurden, aber im Auslegungsreferenzrahmen des EPR Flamanville 3 (FLA3) enthalten sind.
- Die Auswirkungen auf die Reaktoren der Baureihe CPY, die sich aus der Berücksichtigung der für den EPR Flamanville 3 festgelegten Reaktionszeiten des Bedienpersonals auf die Auslegungsbetriebsbedingungen ergeben.

  Die Untersuchungen zeigen, dass:

- Die Mehrheit der Betriebsbedingungen, die bei der Auslegung im Zustand „3. RP 900“ nicht berücksichtigt wurden (etwa 70 % der Fälle), erfüllt die Sicherheitskriterien bei Anwendung der Auslegungsregeln des Auslegungsbereichs. Die übrigen Betriebsbedingungen werden durch die Untersuchungen und Bestimmungen des Ergänzungsbereichs abgedeckt.
- Die Mehrheit der Betriebsbedingungen (mehr als 70 % der Fälle) erfüllt die Sicherheitskriterien des Auslegungsbereichs unter Berücksichtigung der im deterministischen Auslegungsreferenzrahmen des EPR Flamanville 3 festgelegten Betreiberfristen. Die übrigen Betriebsbedingungen erfüllen Kriterien, die sich aus einem Ansatz vom Typ *„Ergänzender Bereich“* ergeben. Die Verlängerung der Betreiberzeit führt zu keinem *„Klippen-Effekt“*.

❖ **Kombination mit einem externen Spannungsausfall (MDTE)**

Anlässlich des 4. RP 900 befassen sich die durchgeführten Untersuchungen mit der Berücksichtigung der Kumulierung eines externen Spannungsausfalls (MDTE) bei Unfällen der Kategorien 2 und 3 sowie mit der Überprüfung des Erreichens des sicheren Zustands anhand von Kriterien der Kategorie 4, wobei ausschließlich als erdbebensicher eingestufte Ausrüstungen berücksichtigt werden.

- **Störfälle der Kategorien 2 und 3, kurzfristiger Aspekt**

Im Rahmen des 4. RP 900 hat EDF die Kumulierung eines MDTE in den Studien zu den Betriebsbedingungen der Kategorien 2 und 3 berücksichtigt, wobei die spezifischen Berechnungsregeln beibehalten wurden, die

diese auf der CPY-Generation angewendet wurden.

EDF hat die Maßnahme „Automatische Reaktorabschaltung bei Erdbeben“ (PNPP1419) berücksichtigt, die in allen Reaktoren der CPY-Generation zum Einsatz kommt.

EDF hat auf der CPY-Stufe (MOX-Brennstoffmanagement) sichergestellt, dass das frühzeitige Auslösen der automatischen Reaktorabschaltung bei Erdbeben in der Untersuchung der Kurzzeitphasen (d. h. vor dem Eingreifen des Bedieners nach 20 Minuten) der Betriebsbedingungen der Kategorien 2 und 3 bei gleichzeitiger Kumulierung eines MDTE das Auftreten einer Siedekrise an der Hülle verhindert und somit die Einhaltung der Sicherheitskriterien der Kategorie 4 gewährleistet. Die Modifikation „Automatische Reaktorabschaltung bei Erdbeben“ ermöglicht es nämlich, das Herabfallen der Brennelemente vorzuverlegen, bevor sich die Kesselparameter unter den verschiedenen untersuchten Unfallbedingungen verschlechtern.

- **Unfälle der Kategorien 2, 3, 4, langfristige Auswirkungen**

Da das MDTE die Folge eines Erdbebens sein kann, hat EDF für alle Auslegungsunfälle sichergestellt, dass ein sicherer Zustand erreicht werden kann, indem für die Auslöser der Kategorien 2 bis 4 bei Kumulierung eines MDTE ausschließlich seismische Maßnahmen berücksichtigt werden.

Die Ableitung der Restleistung erfolgt je nach Unfall:

- entweder durch die Sicherheitseinspeisung (IS) beispielsweise bei APRP-Szenarien mit mittlerem Bruch,
- entweder durch die Notstromversorgung der Dampferzeuger (ASG) und anschließende Wiederbefüllung des Wasserkessels über die Wasserquelle für die Kernnachspeisung (PNPP1714/PNPE1289),
- entweder durch die Inbetriebnahme der offenen Speiseleitung als ergänzende Notfallmaßnahme.

Die Primärinventur wird durch das IS für die Initiatoren mit nicht intaktem Primär- oder Sekundärkreislauf gewährleistet.

❖ **Zugänglichkeit der Räume zur Durchführung der Maßnahmen für die Auslegungs- und Ergänzungsstudien**

Die Zugänglichkeitsanalyse dient dazu, sicherzustellen, dass die Situationen im Auslegungsbereich und im ergänzenden Bereich keine Veränderungen der Umgebungsbedingungen hervorrufen, die die Durchführung der vor Ort erforderlichen Maßnahmen zur Bewältigung einer Stör- oder Unfallsituation beeinträchtigen könnten. Die Maßnahmen, deren Durchführung kurzfristig erforderlich ist, werden analysiert, um die Einhaltung der Sicherheitsziele zu gewährleisten.

Im Falle eines Unfalls im Auslegungsbereich oder im Zusatzbereich sind die Umgebungsbedingungen, die sich aufgrund des Auslösers abnormal entwickeln könnten, radiologischer und thermischer Natur. Die Analyse wird daher unter Berücksichtigung dieser beiden Aspekte durchgeführt.

Im Rahmen des 4. RP 900 hat EDF den im Rahmen des 3. RP 1300 entwickelten und von der ASN für die radiologische Umgebung genehmigten Ansatz angewendet. Für die thermische Umgebung stützt sich die Analyse bei jeder der ausgewählten Maßnahmen auf den Vergleich zwischen den thermischen Bedingungen im Normalbetrieb des betreffenden Raums und denselben Bedingungen in der spezifischen Situation des analysierten Transienten. Dieser Vergleich erfolgt auf der Grundlage der Identifizierung einer nachteiligen Entwicklung der thermischen Bedingungen, die durch einen signifikanten Anstieg der Wärmeabgabe und/oder eine Verschlechterung der Klimatisierung in dem betreffenden Raum verursacht wird.

In der sehr unwahrscheinlichen Situation von APRP4 mit einer Kumulierung von MDTE und dem Ausfall eines Diesels, was zum Ausfall des gesamten Strangs A führt, stellt EDF fest, dass eine Änderung erforderlich ist, um die für die Maßnahme *„Einspeisung in den Strang A bei gleichzeitiger* Einspeisung“ notwendigen Komponenten wieder mit *Strom zu* versorgen. Diese Änderung (PNPE1442) ermöglicht die Durchführung dieser Maßnahme vom Elektroraum (BL) aus unter Bedingungen, die mit den Anforderungen an die Zugänglichkeit vereinbar sind.

Nach Abschluss aller im Rahmen des 4. RP der CPY-Stufe durchgeführten Überprüfungen stellen die Umgebungsbedingungen

in den Räumen, in denen Maßnahmen zur Bewältigung von Situationen im Auslegungsbereich (radiologisch und thermisch) und im Zusatzbereich (radiologisch) erforderlich wären, stellen daher die Fähigkeit des Einsatzpersonals nicht in Frage, in diesen Räumen während der erforderlichen Zeit Maßnahmen durchzuführen.

EDF hat die Zugänglichkeitsanalyse für Unfälle des ergänzenden Bereichs mit einer Herausforderung hinsichtlich der thermischen Umgebungsbedingungen durchgeführt und bestätigt die Zugänglichkeit in diesen Situationen.

Ergänzend dazu hat EDF in Anwendung der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [FOH-B] die tatsächliche Fähigkeit des Einsatzpersonals überprüft, die Räumlichkeiten zu betreten und dort die im Rahmen des Nachweises der nuklearen Sicherheit im Falle eines Unfalls erforderlichen Maßnahmen durchzuführen (z. B. Zugänglichkeit der Kontroll- und Steuerungselemente, Fähigkeit zur Durchführung der Maßnahmen beim Tragen von persönlicher Schutzausrüstung, Verfügbarkeit der Werkzeuge, für den Zugang erforderliche Zeit). Die von EDF im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung der Reaktoren der 900-MWe-Klasse vorgesehenen Maßnahmen lauten wie folgt:

- Betriebsanpassung, um den Einsatz von Selbstüberwachungszellen zu ermöglichen, mit denen die RCV-RIS-Ventile im Falle eines APRP4 vom BL aus betätigt werden können. Geplante Änderung in Phase B;
- Umsetzung des Leitfadens zum Strahlenschutz bei radiologischen Notfällen spätestens in der Ergänzungsphase B;
- Bereitstellung der Liste der Räume, die Umwälzkreisläufe (Unfälle ohne und mit Kernschmelze) und/oder Durchführungen durch den Sicherheitsbehälter enthalten, an den Betreiber spätestens in der Ergänzungsphase B;
- Aktualisierung der Sonderbetriebsvorschrift für schwere Wetterereignisse, um im Falle einer Vorwarnung vor starkem Wind die Vorab-Ausrichtung der Nachspeisung der ASG-Abdeckung durch SER zu verlangen. Aktualisierung in Phase B (Ergänzungen) vorgesehen.

Darüber hinaus wird derzeit auf der CPY-Ebene eine Lösung entwickelt, um zu vermeiden, dass in einer H3-Situation im API-Zustand NSO das Innere des BR betreten werden muss. EDF hat sich zum Ziel gesetzt, diese Lösung in der Phase B (Ergänzungen) umzusetzen.

Spezifischer Teil zu Block 2 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais weist hinsichtlich des Betriebszustands keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPP1419 „Einführung eines AAR bei Erdbeben“ wurde im Block 2 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPE1442 „Betriebsänderung: Zugänglichkeit – Einsatz von Selbstüberwachungszellen zur Steuerung der RCV-RIS vom BL aus (gleichzeitige ISHP-Einspeisung)“ wird im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4. RP 900 im Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt.

Die Änderung PNPE1189 „Einbau einer Entnahmevorrichtung für das Primärmedium im Stillstandszustand stromabwärts des CEPP-Wärmetauschers (Dichtungskreislauf der Primärpumpen) hinsichtlich der Risiken einer heterogenen Verdünnung durch CEPP-Leckagen“ wird im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4. RP 900 am Block 2 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt.

Die Änderung PNPP1714 „Wasserquelle für die Nachspeisung des Kerns“ wird am Block 2 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration spätestens im Dezember 2024 erfolgen soll. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung im Hinblick auf ihre Berücksichtigung in den Kumulierungsstudien des MDTE werden spätestens bei VD4 + 2 Jahre berücksichtigt.

1.2.1.4. Probabilistische Sicherheitsanalysen (EPS) der internen Ereignisse „*Kessel*“ der Stufe 1

Allgemeiner Teil – Reaktorblock

Die probabilistischen Sicherheitsstudien (EPS) werden im Rahmen der periodischen Überprüfung herangezogen, um die Häufigkeit einer Kernschmelze (Stufe 1) und deren Entwicklung im Vergleich zur Bewertung am Ende der vorherigen periodischen Überprüfung zu bewerten, wobei eine Analyse der Änderungen der Systemmerkmale, der Betriebspraktiken sowie des aktuellen Wissensstands einbezogen wird.

Im Rahmen des 4. RP 900 wurde die EPS CPY für interne Ereignisse der Stufe 1 aktualisiert, um einen Reaktor der Baureihe CPY im Zustand RP4 900 abzubilden.

EDF hat sich zum Ziel gesetzt, die Häufigkeit von Szenarien zu verringern, die zu frühen und erheblichen Freisetzungen führen. Zu diesem Zweck strebt EDF eine Verringerung des Kernschmelzrisikos an, wodurch sich die damit verbundenen Freisetzungen reduzieren lassen. Diese Sicherheitsbewertung ermöglicht es zudem, die Liste der ergänzenden Maßnahmen zu überprüfen und zu aktualisieren, und zwar auf der Grundlage der Ergebnisse hinsichtlich des Kernschmelzrisikos (Richtwert bei etwa 10^{-7} pro Jahr und Reaktor).

In Vorbereitung auf den 4. RP 900 wurde die Sicherheitsüberprüfung (EPS) der Baureihe CPY aktualisiert, um die neuesten Betriebserfahrungen zu berücksichtigen (insbesondere Zuverlässigkeitsdaten der Ausrüstung, Identifizierung und Häufigkeit von Auslösern sowie das Betriebsprofil). Sie berücksichtigt die neuen Erkenntnisse über das Verhalten der Anlage, die aus den jüngsten Studien hervorgehen.

Bei dieser Gelegenheit wurden mehrere wesentliche Erweiterungen des Umfangs der EPS vorgenommen, darunter eine bessere Berücksichtigung der Lüftungssysteme und ihrer Versorgungssysteme (Stromversorgung, Kältequelle), die Behandlung einer größeren Anzahl von auslösenden Ereignissen sowie die Berücksichtigung menschlicher Maßnahmen, die über einen Zeitraum von mehr als 4 Stunden durchgeführt werden müssen. Die Modellierung der RRI/SEC-Systeme und der elektrischen Systeme wurde ebenfalls verfeinert.

Aus diesen Entwicklungen konnten Erkenntnisse gewonnen werden, die im Rahmen des 4. RP 900 zu folgenden Änderungen führten:

- den Austausch der elektrischen Schütze der Ventilatoren des Lüftungssystems der elektrischen Gebäude durch Verriegelungsschütze (enthalten in der Änderung PNPE1068 für Tricastin 1, PNRL1879 für alle anderen Blöcke der CPY-Generation),
- die Weiterentwicklung der Betriebsverfahren zur Verbesserung:
  - die Zuverlässigkeit der Belüftung der elektrischen Gebäude in Zuständen, in denen der Reaktor abgeschaltet ist,
  - die Zuverlässigkeit der Durchführung einer Notfallmaßnahme im Falle eines Ausfalls der Rohwasser-Notversorgung, die die Kühlquelle des Blocks bildet.

Im Anschluss an die regelmäßige Überprüfung wurde eine neue Version des EPS mit der Bezeichnung *„EPS 900 CPY* VD4“ erstellt, die einen Reaktor der Baureihe CPY im Zustand VD4 repräsentiert und die neuesten Betriebserfahrungen sowie neue Erkenntnisse über das Verhalten der Anlage berücksichtigt.

Mit dem EPS 900 CPY VD4 lässt sich somit das Risiko einer Kernschmelze bei internen Kesselereignissen in der Größenordnung von $3,^{10-6}$ pro Jahr und Reaktor abschätzen. Der Beitrag verteilt sich relativ gleichmäßig auf die verschiedenen Unfallfamilien.

Die vorherrschenden Unfallgruppen sind in absteigender Reihenfolge ihres Beitrags:

- Ausfälle von Hochspannungsstromquellen (PSLHT), deren vorherrschende Rolle auf die Integration von Lüftungssystemen, insbesondere in den Elektroräumen, zurückzuführen ist. Die neuesten Erkenntnisse zu diesen Situationen haben zu Änderungen im Betriebsverhalten geführt, wobei insbesondere die sogenannte „Noyau Dur“-Pumpe (PNPP1811) stärker zum Einsatz kommt, sowie zu einer technischen Änderung, die darin besteht, die Schütze der Ventilatoren in den Elektroräumen zu ersetzen (PNPE1068 für Tricastin 1,

PNRL1879 für alle anderen Blöcke der CPY-Generation);

- Unfälle mit Verlust des Primärkühlmittels (APRP);
- Transienten in Verbindung mit einem Ausfall der automatischen Reaktorabschaltung (ATWS);
- Transienten im Sekundärkreis (TGTA);
- Ausfälle von Niederspannungsstromquellen (PSLBT);
- Ausfälle von Kältequellen (PSF), die die aktuellsten Erkenntnisse hinsichtlich des Auslösers berücksichtigen.

Drei Gruppen tragen in geringerem Maße zum Risiko einer Kernschmelze bei, in absteigender Reihenfolge:

- Transienten im Primärkreis (TRCP);
- Brüche an Sekundärrohrleitungen (RTS);
- Brüche von Rohren des Dampferzeugers (RTGV).

Letztendlich sind die im Rahmen des 4. RP 900 umgesetzten Maßnahmen, die sich positiv auf das Risiko einer Kernschmelze auswirken, folgende:

- der Austausch der Stromversorgungsschütze für die Ventilatoren in den Elektroräumen (PNPE1068 für Tricastin 1, PNRL1879 für alle anderen Blöcke der CPY-Generation),
- die Isolierung der thermischen Barriere des GMPP (PNPP1371),
- der Austausch des LLS-Turbogenerators durch den Notstromdiesel DUS (PNPE1152),
- die blockübergreifende Absicherung der Notstromdiesel (PNPE1166),
- die „Noyau Dur“-Pumpe bei Ausfall der Hochspannungsstromversorgung (PNPP1811),
- die Optimierung der Schutzmaßnahmen bei Ausfall der Kühlquelle: Absicherung des RRI durch PTR und Absicherung des RCV durch den RRI des benachbarten Blocks.

Darüber hinaus ermöglichte die Berücksichtigung der Betriebserfahrungen (REX) eine Abwärtskorrektur der Eintrittswahrscheinlichkeiten einer Reihe von Auslösern (Ausfall der LH-Schalttafeln durch Gleichtaktstörung) sowie die Aktualisierung bestimmter Zuverlässigkeitsdaten (mechanische Blockierung von Brennelementbündeln, Sicherheitspumpen).

Die Sicherheitsbewertung (EPS) für interne Ereignisse im CPY-Reaktorkessel der Stufe 1 wurde somit aktualisiert, um den Referenzausführungszustand eines Reaktors der CPY-Generation nach dem 4. RP 900 widerzuspiegeln. Im Vergleich zur vorherigen Überprüfung wurde für die Sicherheitsbewertung (EPS) bei internen Ereignissen im Reaktorkessel eine Verringerung des Gesamtrisikos einer Kernschmelze in der Größenordnung von 30 % ermittelt.

Blockspezifischer Teil 2 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais weist keine Besonderheiten hinsichtlich des „Palier“-Zustands auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderungen der Betriebsverfahren hinsichtlich der Belüftung und der Durchführung einer Notfallmaßnahme bei Ausfall der Rohwasser-Notversorgung wurden in die Betriebsdokumentation aufgenommen.

Die Änderungen:

- PNPP1811 „Einrichtung eines EAS-ND-Systems zur Wassereinspeisung in den Primärkreislauf und zur Ableitung der Restleistung“,

- PNPE1152 „Ersatz der Stromversorgung durch den Notstromturbogenerator durch eine Versorgung über den Notstromdiesel“,
- PNPE1166 „Notversorgung des DUS durch den DUS des benachbarten Blocks“,
- PNRL1879 „DVLa-Haftschütze des CPY“,
- PNPP1371 „Verbesserung der Zuverlässigkeit der Isolierung der GMPP-Wärmebarriere“,

wurden im Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

1.2.2. STREBEN NACH RADIOLOGISCHEN FOLGEN, DIE KEINE GEGENMASSNAHMEN FÜR DIE BEVÖLKERUNG ERFORDERN

Die Auslegungsstörfälle und -unfälle stellen die bei der ursprünglichen Auslegung der Blöcke zugrunde gelegten Betriebsbedingungen dar und werden entsprechend ihrer geschätzten Häufigkeit in die Kategorien 2 bis 4 eingestuft:

- Kategorie 2: Störfälle mit mäßiger Häufigkeit,
- Kategorie 3: Unfälle mit sehr geringer Häufigkeit,
- Kategorie 4: höchst unwahrscheinliche Unfälle.

Jedes Störfall- oder Unfallszenario entspricht im Allgemeinen dem repräsentativsten und/oder schwerwiegendsten Fall einer bestimmten Art von Transienten.

Um zu überprüfen, ob die Auslegungsstörfälle und -unfälle nur begrenzte radiologische Auswirkungen auf die Bevölkerung haben, müssen die Ergebnisse der Dosisberechnungen mit Dosisgrenzwerten verglichen werden, die an die untersuchte Situation sowie an den betrachteten Zeitraum angepasst sind. Dabei wird zwischen der Dosis in der Kurzzeitphase des Unfalls, berechnet für 24 Stunden, und der Dosis für 7 Tage unterschieden.

Für Transienten der 2. Kategorie ist kein Dosisgrenzwert festgelegt. Diese Transienten liegen innerhalb des jährlichen Grenzwerts (1 mSv) für die effektive Dosis bei der Exposition der Bevölkerung gegenüber ionisierender Strahlung (Artikel R1333-11 des Gesetzes über das öffentliche Gesundheitswesen).

Was die Transienten der 3. und 4. Kategorie (Kurzzeitphase) betrifft, so wird das festgelegte Anforderungsniveau an die Häufigkeit des Auftretens der betreffenden Situation angepasst. Es wird unter Berücksichtigung der Interventionswerte definiert, die mit der Umsetzung von Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung in radiologischen Notfällen verbunden sind:

- für Betriebsbedingungen der 3. Kategorie: effektive Dosis < 10 mSv,
- für Betriebsbedingungen der Kategorie 4: effektive Dosis < 50 mSv.

Der mit den ergänzenden Betriebsbedingungen verbundene Dosisgrenzwert für die kurzfristige Phase von Unfällen entspricht dem für Auslegungsunfälle der Kategorie 4 festgelegten Wert, d. h.:

- Effektivdosis < 50 mSv.

Bei Unfällen, die zu erheblichen Jodfreisetzungen führen können, wird die Berechnung der kurzfristigen effektiven Dosis durch die Berechnung der Äquivalentdosis an der Schilddrüse über denselben Zeitraum ergänzt, um die Notwendigkeit der Verabreichung von stabilem Jod im Vergleich zu dem in radiologischen Notfällen als Referenzwert geltenden Dosenwert von 50 mSv beurteilen zu können.

Im 4. RP 900 setzt sich EDF ein ehrgeizigeres Ziel als die strikte Einhaltung der Dosisgrenzwerte, die im Rahmen des Sicherheitsnachweises für die verschiedenen Unfallkategorien vorgeschrieben sind. EDF strebt ein Ausmaß an radiologischen Folgen an – für die Kategorien 3 und 4 zusammen –, das keine Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung erfordert. In der Praxis bedeutet dies eine kurzfristige Schilddrüsendosis mit einem Grenzwert von

Standort, der sich in Richtung 50 mSv bewegen soll, und eine effektive Dosis, die sich in Richtung 10 mSv bewegen soll.

Um dieses Ziel zu erreichen, umfasst das Arbeitsprogramm und die damit verbundenen Maßnahmen von EDF mehrere Komponenten:

- Neubewertung der radiologischen Folgen von Unfällen im Zusammenhang mit dem Reaktorkessel und Ermittlung von Verbesserungsmöglichkeiten zur Erreichung des Ziels,
- Neubewertung der Leistungsfähigkeit des Sicherheitsbehälters und Ermittlung relevanter Verbesserungsmaßnahmen in diesem Bereich,
- Überprüfung der radiologischen Folgen „*außerhalb des Reaktorkessels*“ (BAC).

1.2.2.1. Neubewertung der radiologischen Folgen „*im* Reaktorkessel“

Allgemeiner Teil „Palier“

❖ **Methodik**

Die Methodik zur Bewertung der radiologischen Folgen unfallbedingter Freisetzungen in die Atmosphäre berücksichtigt die vorstehenden Anweisungen sowie die behördlichen Anforderungen.

❖ **Zusammenfassung der Studien**

Auf alle Sicherheitsstudien der Auslegungs- und Ergänzungsbereiche folgt eine Bewertung der radiologischen Folgen.

Die Berechnungen der radiologischen Folgen von Auslegungsstörfällen (Kategorie 2) und -unfällen (Kategorien 3 und 4) sowie von Unfällen im ergänzenden Bereich zeigen, dass die Freisetzungen radioaktiver Stoffe außerhalb der Anlage, die aus diesen Situationen resultieren, nur begrenzte Folgen für die Bevölkerung und die Umwelt haben. Die berechneten Dosen liegen innerhalb der für diese Störfall- und Unfallkategorien festgelegten Dosisgrenzwerte.

Ein Schwerpunkt liegt auf den Studien zu APRP und RTGV der 4. Kategorie, da diese die höchsten Dosiswerte aufweisen.

➢ **Unfall mit Verlust des Primärkühlmittels der 4. Kategorie (APRP4)**

Die kurzfristigen Ergebnisse des 4. RP 900, die unter strengen Annahmen insbesondere hinsichtlich der Bruchrate der Hüllrohre durchgeführt wurden, entsprechen dem Ziel, das sich EDF im Rahmen des 4. RP 900 gesetzt hat, nämlich Werte anzustreben, die für alle Auslegungsunfälle in der Entfernung zur ersten Wohnsiedlung keine Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung erfordern:

- Die Gesamtwirksame Dosis liegt unter dem Grenzwert von 10 mSv für die Schutzmaßnahme,
- die Äquivalentdosis für die Schilddrüse liegt für die CPY-Stufe bei PMOX-Brennstoffmanagement unter dem Grenzwert von 50 mSv, dem Wert, ab dem die Verabreichung von stabilem Jod vorgesehen ist.

➢ **Unfall mit einem Rohrbruch im Dampferzeuger der 4. Kategorie (RTGV4)**

Um die radiologischen Folgen zu verringern und somit die Auswirkungen so gering wie vernünftigerweise möglich zu halten, hat EDF die Machbarkeit einer Reihe von Verbesserungen analysiert. EDF hat sich für zwei Lösungen entschieden:

- Erhöhung der Abfuhrkapazität des GCTa (PNPE1141); diese Änderung entspricht der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [CR-A-II-II].
- Senkung des gemäß den radiochemischen Spezifikationen des Primärkreislaufs zulässigen Höchstwerts für Jod-131-Äquivalent im Transientenbereich um 33 % (von 150 auf 100 GBq/t), um den Reaktor im

Betrieb zu halten.

Diese Senkung ermöglicht es, die radiologischen Folgen aller Unfälle ohne Bruch der Brennstoffhüllen zu verringern, darunter auch den RTGV der 4. Kategorie – ein Unfall mit den schwerwiegendsten radiologischen Folgen im Rahmen des Sicherheitsnachweises für Unfälle ohne Kernschmelze. Er hat nämlich einen direkten und proportionalen Einfluss auf die Schilddrüsendosen und in geringerem Maße einen direkten Einfluss auf die effektiven Dosen. Dadurch werden die radiologischen Folgen begrenzt, die mit der während des RTGV4-Unfalltransienten freigesetzten Primärwassermenge verbunden sind, sodass zunehmend darauf hingearbeitet werden kann, dass keine Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung erforderlich sind.

Es ist anzumerken, dass die zur Bewertung der radiologischen Folgen verwendete Methode erhebliche Abschläge berücksichtigt, die insbesondere mit den meteorologischen Bedingungen zusammenhängen. Diese Methode entspricht derzeit dem Stand der Technik unter den verfügbaren Methoden. Eine realistischere und repräsentativere Berücksichtigung der meteorologischen Bedingungen und ihrer Variabilität auf der Grundlage eines statistischen Ansatzes würde im Fall des RTGV4-Unfalls zu einer deutlichen Verringerung der Dosen führen.

Darüber hinaus führt EDF in Anwendung der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschriften und zur weiteren Reduzierung der radioaktiven Freisetzungen, insbesondere der flüssigen, Folgendes durch:

- führt EDF eine Änderung der Betriebsführung bei Transienten des RTGV4 durch, die eine Reduzierung der flüssigen Freisetzungen um mehrere Dutzend Tonnen ermöglicht; diese Änderung entspricht der Vorgabe [CR-A-II-2];
- EDF führt eine zusätzliche Senkung (von 100 auf 80 GBq/t) des gemäß den radiochemischen Spezifikationen des Primärkreislaufs zulässigen Höchstwerts für das Jod-131-Äquivalent im Transientenbereich durch, um den Reaktor in Betrieb zu halten. Diese Maßnahme entspricht der Vorschrift [CR-A-I].

Insgesamt ermöglicht die Senkung von 150 auf 80 GBq/t eine Verringerung der äquivalenten Schilddrüsendosis um etwa 50 %.

❖ **Schlussfolgerungen**

Was die radiologischen Folgen betrifft, so liegen die für die Sicherheitsstudien der Auslegungs- und Ergänzungsbereiche des 4. RP 900 bewerteten Dosen innerhalb der Dosisgrenzwerte für die verschiedenen Störfall- und Unfallkategorien und entsprechen dem von EDF für den 4. RP 900 festgelegten Ziel.

Blockspezifischer Teil 2 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block 2 des Kernkraftwerks Blayais weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Änderungen in den Unterlagen:

- Senkung der Spezifikationen für Jod-131-Äquivalent auf 80 GBq/t (noch zu bestätigen),
- Änderung der Transientenführung des RTGV4,

wurden am Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt.

Die Änderung PNPE1141 „Erhöhung des Durchflusses der Regelventile GCT-a“ wurde am Block 2 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

1.2.2.2. Neubewertung der Leistung des Containment

Allgemeiner Teil – Lagerung

EDF führt seit mehr als 10 Jahren ein Arbeitsprogramm zur Problematik *der „Lebensdauer der Sicherheitsbehälter“* durch. Dieses ist Gegenstand regelmäßiger Präsentationen vor der ASN. Für die CPY-Stufe wurde die Neubewertung des Sicherheitsbehälters in das Arbeitsprogramm des 4. RP 900 integriert. Dieser Ansatz trägt zur Beherrschung der radiologischen Folgen von Auslegungsunfällen und zur Begrenzung der Auswirkungen eines Unfalls mit Kernschmelze bei (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 4).

In diesem Zusammenhang hat EDF Studien durchgeführt, um Folgendes zu validieren:

- die Einhaltung der Funktionskriterien im Unfallsfall:
  - Überprüfung, ob der im Sicherheitsbehälter während eines APRP oder einer RTV erreichte Maximaldruck unter dem Auslegungsdruck (5 bar absolut) liegt, wodurch die Einhaltung der funktionalen Kriterien hinsichtlich Festigkeit und Dichtheit des Sicherheitsbehälters im Störfall gewährleistet ist;
  - Überprüfung, ob die während eines APRP oder einer RTV erreichten maximalen Drücke und Taupunkttemperaturen unter dem Qualifizierungsprofil der Ausrüstung unter Unfallbedingungen liegen, was de facto die Funktionsfähigkeit der Ausrüstung im Störfall gewährleistet;
  - Überprüfen, ob die maximale Wassertemperatur in den Sammelbecken während der Rückführphase den festgelegten Entkopplungswert nicht überschreitet, wodurch die ordnungsgemäße Funktion der Sicherheitssysteme im Störfall gewährleistet wird.
- Das mechanische Verhalten der Sicherheitsbehälter sowie Korrosionserscheinungen und andere Schäden.
- Die Funktionsfähigkeit und Dichtheit des Sicherheitsbehälters.

<u>Untersuchungen der Druck- und Temperaturbedingungen im Sicherheitsbehälter im Störfall</u>

Anhand der APRP- und RTV-Transienten werden die freigesetzten Massen und Energien (MEL) im Sicherheitsbehälter ermittelt, die als Eingangsgrößen für die Untersuchungen zur Standfestigkeit des Sicherheitsbehälters dienen.

Die Berücksichtigung doppelt betroffener Leckagen bei der Bewertung der freigesetzten Massen und Energien zur Berechnung der Druck- und Temperaturbedingungen im Sicherheitsbehälter stellt eine nachteilige Annahme dar, da sie unrealistisch ist.

Die Untersuchungen der Druck- und Temperaturbedingungen im Sicherheitsbehälter kommen zu dem Ergebnis, dass die Kriterien erfüllt sind.

Zudem wird der maximale Unterdruck im Sicherheitsbehälter im Normalbetrieb infolge einer unbeabsichtigten Auslösung der Behälterberieselung ermittelt. Dadurch lässt sich die Einhaltung des bei der Auslegung berücksichtigten maximalen Unterdrucks überprüfen.

<u>Mechanisches Verhalten und Dichtheit der Sicherheitsbehälter – Korrosionserscheinungen und andere Schäden</u>

❖ **Mechanisches Verhalten und Schäden, die den Sicherheitsbehälter beeinträchtigen können**

Die Berücksichtigung der Themen *„mechanisches Verhalten des* Sicherheitsbehälters“ sowie *„Korrosion und* Schadenserscheinungen“ ist in den DAPE (Dossier d’Aptitude à la Poursuite de l’Exploitation – Unterlagen zur Eignung für die Fortsetzung des Betriebs) vorgesehen
„Reaktorbehälter 900 MWe“ und *„Bauwerke von 900-MWe-Kraftwerken hinsichtlich der Risiken einer inneren* Betonquellung“ vorgesehen (vgl. Teil III – Abschnitt 1).

Im DAPE werden zudem Belege vorgelegt, die die Angemessenheit der getroffenen Maßnahmen zum Schutz vor Korrosionserscheinungen an der Metallhülle bestätigen.

❖ **Mechanisches Verhalten des Sicherheitsbehälters „VD4 + 10 Jahre“**

Die im Rahmen des 3. RP 900 durchgeführten Untersuchungen zur mechanischen Festigkeit der Sicherheitsbehälter dieser Baureihe (Betonwand und Metallhülle) wurden unter der Annahme eines fortgesetzten Betriebs bis zum 60. Jahr mit einer angemessenen Sicherheitsmarge durchgeführt. Darüber hinaus hat EDF nachgewiesen, dass die Alterungserscheinungen des Betons bereits ab 20 Jahren begrenzt und nach 40 Jahren sehr begrenzt sind, sodass die erzielten Ergebnisse auf das 4. RP 900 übertragbar sind.

❖ **Pathologische Phänomene, die den Sicherheitsbehälter „VD4 + 10 Jahre“ beeinträchtigen könnten**

Die nach Abschluss des 3. RP 900 durchgeführten Studien und Maßnahmen zu Korrosionsproblemen und pathologischen Phänomenen gelten weiterhin für den 4. RP 900.

Die Sicherheitsbehälter der 900-MWe-Reaktoren werden im Rahmen der PBMP regelmäßig auf pathologische Erscheinungen überwacht, die ihre Sicherheitsfunktionen beeinträchtigen könnten. Die Erfahrungen zeigen, dass im Hinblick auf den weiteren Betrieb der Reaktoren die durchgeführte Überwachung eine relativ frühzeitige Erkennung von Störungen ermöglicht, sowohl hinsichtlich der Korrosion der Armaturen und des Risikos einer Alkali-Aggregat-Reaktion (AAR) als auch hinsichtlich der internen Sulfatreaktion (ISR).

❖ **Korrosion der metallischen Dichtungshaut**

Der Nachweis der Betriebsfähigkeit der Sicherheitsbehälter der CPY-Generation hinsichtlich der Problematik der Korrosion der metallischen Dichtungshaut basiert auf den gewonnenen Informationen über den Zustand der metallischen Dichtungshaut bei:

- der Durchführung von Reparaturen im Bereich des Reaktorgebäudebodens an allen 900-MWe-Blöcken (Maßnahmen, die Anfang der 90er Jahre durchgeführt wurden);
- der Durchführung von Sichtprüfungen der Metallhaut im Rahmen der zehnjährigen Prüfungen, die den zufriedenstellenden Zustand der Metallhaut und des metallischen Schutzes der Verbindung zwischen Fundamentplatte und Knotenblech bestätigten;
- der Durchführung von Sichtprüfungen des Anstrichs und des oberen Teils (Ebene –3,50 m) der Verbindung zwischen Fundamentplatte und Knotenblech im Rahmen der PBMP „*IPS-Tiefbauwerke*“, die den zufriedenstellenden Zustand des Anstrichs bestätigten;
- Durchführung von Dickenmessungen an den Blechen der Metallhaut des Schafts, von Dickenmessungen an den Blechen der Metallhaut der Kuppel sowie der Überwachung des oberen Teils der Verbindung zwischen Fundamentplatte und Knotenblech, die keine betriebsbedingten Schäden erkennen lassen, die die Instandhaltung der Sicherheitsbehälter in Frage stellen könnten;
- die Durchführung einer ergänzenden Untersuchung der von Korrosion betroffenen Bereiche, die zu dem Schluss kommt, dass die Metallhaut intakt ist und von den korrodierten Bereichen nicht beeinträchtigt wird, und zwar für alle untersuchten Konfigurationen;
- der Bewertung der Korrosionstiefe, die die Metallhaut beeinträchtigen könnte, woraus hervorgeht, dass das Risiko eines Durchbruchs gering ist;
- der Auswertung der verfügbaren nationalen und internationalen Erfahrungswerte.

Somit stellt die Lochkorrosion der Metallhülle in Verbindung mit einem Durchbruch der Hülle angesichts der durchgeführten Überwachung keinen wahrscheinlichen Alterungsprozess dar, der die Dichtheitsfunktion des Sicherheitsbehälters in Frage stellen könnte.

❖ **Reserve-Durchführungen**

Es wurde eine Kampagne zur Sichtprüfung dieser Durchführungen durchgeführt, um eine vollständige Bestandsaufnahme für alle Blöcke der CPY-Generation zu erstellen. Ziel ist es, jegliche Korrosionserscheinungen zu erkennen, die die Durchführungen beeinträchtigen könnten, und deren Schädlichkeit zu bestimmen.

Die visuellen Befunde für jede Durchführung aller Blöcke werden in fünf Kategorien eingeteilt:

- nicht korrodierte Durchführungen,
- Durchführungen mit Rostblüten (Rostspuren an der Oberfläche ...),
- Durchführungen mit mäßiger Korrosion (eine Oberfläche oder mehrere größere Korrosionsstellen),
- Durchführungen mit starker Korrosion (Blasenbildung, Abblättern auf großflächigen Bereichen…),
- sonstige Fälle: unzugängliche Durchführungen.

Die Ergebnisse dieser Kontrollen werden im Abschnitt *„Zusammenfassung des Zustands des Reaktorblocks“* dargestellt.

❖ **Auskultation**

Um dem Verlust bestimmter, im Beton der Reaktorbehälter eingebetteter Dehnungsmessstreifen vorzubeugen, hat EDF ein Messsystem namens *„Optimales Überwachungssystem* “ (D.A.O.) definiert, das darauf abzielt, die Kontinuität der Überwachungsmessungen zu gewährleisten, um das mechanische Verhalten und die Entwicklung der verzögerten Verformungen im Rahmen des erwarteten Betriebsverhaltens während der Behälterprüfungen zu überwachen.

So hat EDF vorbeugend Dehnungsmessstreifen an der Oberseite der vorgespannten Wand der Reaktorgebäude der Baureihe CPY angebracht („Verbesserung der Robustheit des EAU-Systems im Hinblick auf das DAO“ PNPP1546), um ein funktionsfähiges D.A.O zu gewährleisten.

<u>Funktionsfähigkeit und Dichtheit des Sicherheitsbehälters</u>

❖ **Doppelmantelkonstruktion RIS und EAS**

Die Doppelmantelkonstruktion dient dazu, ein versehentliches Leck (Ansaugleitung RIS oder EAS) zwischen den Auffangbecken und dem ersten Absperrventil oder am Ventil selbst einzudämmen. Es ist eine Vorrichtung zur Prüfung der Dichtheit der Doppelmantelkonstruktion installiert.

Diese Doppelhülle bildet während der Unfallphasen mit Rückführung in die Auffangbecken die Verlängerung der dritten Sicherheitsbarriere.

Bei den regelmäßigen Dichtheitsprüfungen der dritten Sicherheitshülle weist EDF nach, dass diese Doppelmäntel dicht sind und ihre Funktion als Erweiterung der dritten Sicherheitshülle erfüllen.

Im Rahmen des 4. RP 900 hat EDF das Risiko eines Containment-Bypasses im Zusammenhang mit den nicht isolierbaren Abschnitten der RIS- und EAS-Rohrleitungen außerhalb des BR analysiert, indem es Folgendes durchgeführt hat:

- eine Überprüfung der verschiedenen in Betracht kommenden Maßnahmen zur Gewährleistung einer lückenlosen Überwachung der doppelten Ummantelung der RIS- und EAS-Rohrleitungen,
- eine detaillierte Analyse der Vor- und Nachteile der Umsetzung der daraus resultierenden Änderungen.

  Daraus geht hervor, dass die Sicherheitshülle im Normalbetrieb durch die äußere Dichtheit der Doppelhülle gewährleistet ist. Die Eindämmung im Störfall wird durch die Integrität der Doppelhülle gewährleistet, die den Anforderungen zur Erfüllung dieser Funktion entspricht. Der Nachweis der Beherrschung der Integrität der Doppelhülle hinsichtlich der Sicherheitsfunktion der Eindämmung stützt sich auf zwei Arten der Überwachung:

- die Überwachung der Dichtheit der Doppelhülle,
- die Überwachung auf das Fehlen von stehendem Wasser, das ein Korrosionsauslöser sein könnte, der langfristig zu einem Dickenverlust der Doppelhülle führen könnte. Diese Überwachung erfolgt durch:
  - regelmäßiger Prüfungen,
  - der vorbeugenden Instandhaltung der verstärkten Epoxidbeschichtung im Bereich der Sumpfkammern,

- der vorbeugenden Wartung des Absperrventils.

Diese dreifache Überwachung ermöglicht eine lückenlose Überwachung und die Unterscheidung potenzieller Wasserquellen. Die PBMP für alle Stufen sehen vor, dass bei jedem Stillstand zum Nachfüllen die Entlüftung geöffnet wird, wodurch eventuell stehendes Wasser entfernt wird, insbesondere das durch Kondensation entstandene Wasser, das bei der Dichtheitsüberwachung nicht erkennbar wäre.

Ergänzend dazu plant EDF im Rahmen des 4. RP 900 die Einrichtung eines Abzweigs, um eine Sichtprüfung des Inneren der Doppelhülle mittels eines Endoskop- oder Videosystems zu ermöglichen (PNPP1932).

❖ **Erweiterung der dritten Sicherheitsbarriere**

Im Rahmen des 4. RP 900 hat EDF die Definition der Erweiterung der dritten Sicherheitsbarriere aktualisiert. Die festgelegte Definition lautet wie folgt:

- Die Ausdehnung der dritten Sicherheitsbarriere besteht aus Kreisläufen oder Teilen von Kreisläufen sowie den dazugehörigen Ausrüstungen, die gleichzeitig die folgenden Kriterien erfüllen:
  - Sie befinden sich außerhalb der dritten Sicherheitsbarriere, die durch das Reaktorgebäude gebildet wird;
  - Sie können vom Inneren des Sicherheitsbehälters aus über die Grenzen der dritten Barriere hinaus, wenn die Einschlussfunktion erforderlich ist (Isolierung der dritten Barriere), Folgendes leiten:
    - entweder Primärmedium nach einem Störfall, der zu einer Beschädigung der ersten Barriere führen könnte (Hüllenbrüche),
    - entweder die Atmosphäre des Sicherheitsbehälters nach einem Störfall, der gleichzeitig zu einer Beschädigung der ersten Barriere und zu einer Freisetzung von Primäraktivität in den Sicherheitsbehälter führen kann (Ausfall der zweiten Barriere).
  - Diese Kreisläufe oder Teile von Kreisläufen:
    - entweder werden sie bei einem Störfall in Betrieb genommen, da sie für die Erfüllung einer radiologischen Sicherheitsfunktion erforderlich sind,
    - entweder sind sie bereits vor einer Störfallsituation in Betrieb und werden während des Unfalls weiterbetrieben.
- Die für die Identifizierung der Kreisläufe, die gemäß der obigen Definition die Erweiterung der dritten Barriere bilden, berücksichtigten Störfallsituationen sind die im Rahmen des Nachweises der nuklearen Sicherheit untersuchten Betriebsbedingungen: die Auslegungsbetriebsbedingungen, die Bedingungen des ergänzenden Bereichs sowie Störfallsituationen mit Kernschmelze, für die materielle oder betriebliche Vorkehrungen festgelegt sind.

Die Anforderungen an die Kreisläufe, die zur Erweiterung der dritten Barriere gehören, ergänzen die Auslegungsanforderungen für den Sicherheitsbehälter und dessen Isolationssystem sowie für die mit dem Sicherheitsbehälter verbundenen Sicherheitssysteme. Für alle Komponenten der Erweiterung der dritten Barriere, die zur Minderung von Auslegungsunfällen oder Unfällen des ergänzenden Bereichs erforderlich sind, gilt die Anforderung der äußeren Dichtheit. Für Komponenten, die sich an der Grenze der Erweiterung der dritten Barriere befinden, gilt die Anforderung der äußeren und inneren Dichtheit. Die Kreisläufe, die zur Minderung von Unfallsituationen mit Kernschmelze erforderlich sind und ebenfalls unter die Definition der Erweiterung der dritten Barriere fallen, müssen diese Anforderungen ebenfalls erfüllen.

Ergänzend dazu wurden im Rahmen des 4. RP 900 Studien durchgeführt, um:

- zunächst die Kreisläufe, Kreislaufabschnitte und beweglichen Einrichtungen zu identifizieren, die für das Erreichen des sicheren Zustands bei den in der Sicherheitsnachweis-Demonstration betrachteten Unfällen nicht erforderlich sind, aber gemäß den Unfallverfahren – einschließlich derjenigen, die von den für den Reaktorbetrieb zuständigen Teams auf

auf Anforderung des Krisenstabs;

- in einem zweiten Schritt für die identifizierten Anlagen deren Dichtheit in den betrachteten Unfallsituationen nachzuweisen.

Die von EDF durchgeführten Analysen ermöglichten es, zwei Kreisläufe zu identifizieren (den mobilen Notkreislauf der EAS- und ISBP-Systeme sowie den Druckentlastungs- und Filterkreislauf des Sicherheitsbehälters im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze) und deren Dichtheit in den betrachteten Unfallsituationen nachzuweisen.

❖ **Regelmäßige Dichtheitsprüfung der TAM-Dichtungen**

EDF hat die Repräsentativität der derzeit durchgeführten Dichtheitsprüfungen an der Doppeldichtung des TAM bewertet. Diese Prüfungen ermöglichen es, regelmäßig zu überprüfen, ob die Dichtheit der TAM-Dichtungen nicht beeinträchtigt ist, und somit die Verfügbarkeit der Einschlussfunktion zu gewährleisten. Eine Analyse der Daten aus dem REX zu den durchgeführten Kontrollen hat bestätigt, dass die zur Überprüfung der Dichtheit des TAM eingesetzten Kontrollen angemessen sind.

❖ **Überwachungssystem für die Sicherheitshülle**

In Anwendung der von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [CONF-E] hat EDF die festgelegten Anforderungen an das System zur Überwachung der Leckagerate des Sicherheitsbehälters während des Betriebs (SEXTEN) für jeden Reaktor der 900-MWe-Baureihe definiert, die der Einstufung IPS-NC der wesentlichen Sensoren entsprechen, die in die Ermittlung der Leckagerate des Sicherheitsbehälters einfließen. Die Umsetzung dieser festgelegten Anforderungen führt zur Einführung regelmäßiger Prüfungen an eben diesen Sensoren sowie zu folgenden Änderungen in der Dokumentation:

- Aktualisierung des Sicherheitsberichts;
- Erstellung einer Wartungsvorschrift;
- Aktualisierung der Prüfvorschrift für Nicht-RGE-Prüfungen;
- Erstellung eines Leitfadens zur Beschreibung der Modalitäten für die Überwachung der Leckagerate des Sicherheitsbehälters beim Wiederanfahren und Verweis auf diesen Leitfaden im Nachweisdokument der technischen Sicherheitsmaßnahmen (STE) der betroffenen Blöcke.

Blockspezifischer Teil 2 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais weist hinsichtlich des Lagerzustands keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

EDF hat eine Reihe von Sichtprüfungen an den verschlossenen Reserve-Durchführungen durchgeführt, um etwaige Korrosionserscheinungen, die die Durchführungen beeinträchtigen könnten, zu erkennen und deren Schädlichkeit zu bestimmen. Alle Durchführungen konnten untersucht werden. Die Bilanz für die 18 untersuchten Durchführungen zeigt, dass 7 Durchführungen mäßige Korrosion aufweisen, die die Leistungsfähigkeit der Anlage jedoch nicht beeinträchtigt. Die Gesamtheit der durchgeführten Kontrollen zeigt einen guten allgemeinen Zustand der verschlossenen Reserve-Durchführungen: Es wurden keine Beschädigungen festgestellt, die ihre Integrität und damit die Gesamtdichtheit des Sicherheitsbehälters gefährden könnten.

Die Änderung PNPP1546 „Fortführung der Wasserüberwachung im Hinblick auf das DAO“ wurde im Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPP1932 „Einbau eines Entnahmestutzens an der doppelten Hülle von RIS und EAS“ wird im Block 2 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4. RP 900 umgesetzt.

1.2.2.3. Neubewertung der radiologischen Auswirkungen *„außerhalb des Reaktorkessels“*

Allgemeiner Teil „Palier“

In Fortführung des 3. RP 1300 hat EDF die Auslegungsstörfälle und -belastungen der BAC-Gebäude analysiert, um die Akzeptanz der möglicherweise verursachten radiologischen Folgen im Hinblick auf die von den Behörden festgelegte Interventionsschwelle für den Schutz der Bevölkerung, d. h. 10 mSv effektive Dosis, sicherzustellen.

Die wichtigsten Regeln für diesen Nachweis lauten wie folgt:

- Ereignisse, Störfälle oder Einwirkungen in den BAC, die den Kesselbetrieb nicht betreffen, werden im Hinblick auf ihre radiologischen Folgen untersucht, indem die Sicherheitsfunktion der Eindämmungskontrolle überprüft wird;
- Die Gebäudestruktur muss im Falle eines Ausfalls der darin enthaltenen Kreisläufe und Behälter eine Rückhaltefunktion für die darin enthaltenen Flüssigkeiten gewährleisten, um eine mögliche Kontamination des Grundwassers zu verhindern;
- Im Normalbetrieb müssen die Anlage und ihr Betrieb im Rahmen des Personenschutzes zu einer so geringen Exposition gegenüber ionisierender Strahlung führen, wie dies vernünftigerweise möglich ist;
- Es werden Rahmen-Szenarien definiert, um Stör- oder Unfallsituationen zu ermitteln und die Akzeptanz ihrer Folgen zu überprüfen.

Die durchgeführten Sicherheitsanalysen kommen zu dem Schluss, dass die radiologischen Folgen im Falle eines Unfalls akzeptabel sind. Insbesondere liegt die für das gewählte Extremfallszenario (großflächiger Brand im BAC) berechnete Dosis deutlich unter dem Kriterium von 10 mSv effektiver Dosis.

Das Betriebshandbuch für die BAN, BAC und BTE zur Entsorgung nuklearer Abfälle ergänzt die Auslegungsvorschriften durch Betriebsvorschriften und trägt zur Einhaltung der Sicherheitsanforderungen bei. Dieses Handbuch trägt insbesondere zur Begrenzung der aus der Lagerung der BAC resultierenden Dosisleistung, zur Begrenzung der Wärmebelastung im Gebäude (Brandrisikokontrolle) und zur Verbesserung der radiologischen Reinheit bei.

Die Auslegungsvorschriften werden zudem durch die Umsetzung von Betriebsvorschriften ergänzt, die zur Verhinderung von unbeabsichtigten Freisetzungen und Leckagen beitragen, die in die Umwelt gelangen könnten.

Die Untersuchung zu den Risiken im Zusammenhang mit den BAC-Gebäuden der Stufe CPY hat EDF dazu veranlasst, eine ergänzende pragmatische Analyse durchzuführen, um bis Ende 2024 mögliche Verbesserungen der Anlage oder des Betriebs hinsichtlich des Risikos der Ausbreitung radioaktiver Stoffe über die Luft zu identifizieren.

Spezifischer Teil zu Block 2 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block 2 des Kernkraftwerks Blayais weist hinsichtlich der Sicherheitsstufe keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Es gibt keine Änderungen zu diesem Thema beim Block 2 des Kernkraftwerks Blayais.

1.3. FAZIT

Die Unfallstudien berücksichtigen den aktuellen Stand des Wissens und bewährte Methoden, von denen einige bereits beim EPR Flamanville 3 zum Einsatz kommen. Sie erfüllen alle damit verbundenen Sicherheitskriterien.

Darüber hinaus wurde das Verhalten der Reaktoren der Baureihe CPY bei den für den Auslegungsbereich des EPR Flamanville 3 festgelegten Transienten und Bedienerreaktionszeiten bewertet. Die derzeitigen oder im Rahmen des 4. RP 900 vorgesehenen Schutzmaßnahmen ermöglichen es den Reaktoren der Baureihe CPY, die Sicherheitsanforderungen zu erfüllen, die sich aus der Berücksichtigung der Betriebsbedingungen und Bedienerreaktionszeiten des deterministischen Auslegungsreferenzrahmens des EPR-Reaktors von Flamanville 3 ergeben.

Die internen CPY-Kesselereignis-Sicherheitsanalysen (EPS) der Stufe 1 wurden aktualisiert, um den Referenzausführungszustand eines Reaktors der CPY-Generation nach der Überprüfung im Rahmen des 4. RP 900 widerzuspiegeln. Die Ergebnisse dieser Sicherheitsanalysen zeigen eine allgemeine Verbesserung gegenüber der vorherigen Überprüfung (Verringerung des Gesamtrisikos einer Kernschmelze in der Größenordnung von 30 %).

Was die radiologischen Folgen betrifft, so liegen die für die Sicherheitsstudien der Auslegungs- und Ergänzungsbereiche des 4. RP 900 ermittelten Dosen innerhalb der Dosisgrenzwerte für die verschiedenen Störfall- und Unfallkategorien.

Im Hinblick auf das Ziel, die radiologischen Folgen auf ein Niveau zu senken, das keine Gegenmaßnahmen für die Bevölkerung erfordert, senkt EDF in den radiochemischen Spezifikationen für das Wasser des Primärkreislaufs den Aktivitätsgrenzwert in Jod-131-Äquivalent und führt eine Erhöhung des GCT-a-Durchflusses sowie eine Änderung der Betriebsführung im RTGV durch.

Der RTGV-Unfall, der den Auslegungstransienten mit den höchsten radiologischen Folgen darstellt, ist Gegenstand von Berechnungen mit Methoden auf dem neuesten Stand der Technik, bei denen die Aussichten auf Verbesserungen es ermöglichen werden, durch eine bessere Berücksichtigung der meteorologischen Schwankungen der Situation noch näher an den Punkt heranzukommen, an dem keine Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung mehr erforderlich sind.

ABSCHNITT 2: BELASTUNGEN

2 BELASTUNGEN 90
2.1 ZIELE 90
2.2 ERFÜLLUNG DER ZIELE 91
2.2.1 Sicherstellung der Robustheit der Anlagen hinsichtlich der im Rahmen der Überprüfung neu bewerteten Belastungsniveaus sowie gemäß den internationalen Empfehlungen (WENRA) 91
2.2.1.1 Brand 94
2.2.1.2 Interne Explosion 102
2.2.1.3 Interne Überschwemmung, Rohrleitungsausfälle sowie Ausfälle von Behältern, Pumpen oder Hochdruckventile 113
2.2.1.4 Externe Überschwemmung 117
2.2.1.5 Erdbeben 122
2.2.1.6 Kollisionen und herabfallende Lasten 126
2.2.1.7 Interne elektromagnetische Störungen (EMS) 130
2.2.1.8 Große Heißbereiche 132
2.2.1.9 Extreme Kälte 136
2.2.1.10 Einwirkungen der Kaltquelle 138
2.2.1.11 Starke Winde und durch starken Wind verursachte Geschosse 141
2.2.1.12 Tornado 143
2.2.1.13 Blitzschlag und externe elektromagnetische Störungen (EMS) 144
2.2.1.14 Schnee 146
2.2.1.15 Risikomanagement in der Industrie 147
2.2.1.16 Risikomanagement im Luftverkehr 150
2.2.1.17 Ergänzende Studiengänge 152
2.2.2. Anstreben eines Kernschmelzrisikos einschließlich Einwirkungen von etwa 10^{-5} / Reaktorjahr 155
2.2.2.1 Brand-EPS 157
2.2.2.2 EPS Interne Explosion 159
2.2.2.3 EPS Interne Überschwemmung 161
2.2.2.4 EPS Externe Überschwemmung 162
2.2.2.5 EPS Erdbeben 163
2.2.2.6 Gesamtrevision EPS 164
2.3 FAZIT 166

2 AGGRESSIONEN

2.1 ZIELE

Einwirkungen sind Ereignisse oder Situationen, die direkt oder indirekt zu Schäden an Strukturen, Systemen oder Komponenten führen können, die zur Erfüllung der grundlegenden Sicherheitsfunktionen erforderlich sind.

Im Rahmen des Nachweises der nuklearen Sicherheit in Bezug auf Beanspruchungen werden folgende Beanspruchungsarten definiert:

- interne Einwirkungen,
- externe Einwirkungen, die in zwei Arten unterteilt werden:
  - natürliche externe Einwirkungen,
  - vom Menschen verursachte externe Einwirkungen.

Ursprünglich berücksichtigte der Nachweis der nuklearen Sicherheit Einwirkungen nach einem im Wesentlichen deterministischen Auslegungsansatz. Dieser Teilbereich *„Auslegungsbereich*“ (oder Referenzauslegungsbereich) liefert für jede der berücksichtigten Einwirkungen einen deterministischen Nachweis der Einhaltung der Sicherheitsziele im Falle einer sogenannten *„Referenzeinwirkung“.*

Ab dem 3. RP 1300 wird für bestimmte Einwirkungen ein probabilistischer Teil in den Nachweis der nuklearen Sicherheit eingeführt.

Das 4. RP 900 folgt diesem Ansatz mit einem deterministischen Teil des Sicherheitsnachweises und einem probabilistischen Teil. Daraus ergeben sich die folgenden beiden Ziele:

<u>Ziel Nr. 1</u>: Sicherstellung der Robustheit der Anlagen gegenüber den im Rahmen der Überprüfung neu bewerteten Belastungsniveaus sowie gemäß den internationalen Empfehlungen (WENRA)

Im Rahmen des 4. RP 900 hat sich der allgemeine Ansatz zur Berücksichtigung von Beanspruchungen weiterentwickelt, und die Beanspruchungsstudien wurden aktualisiert, um insbesondere den Zustand der Anlage, die im Laufe des Betriebs gesammelten Erfahrungen, den Wissensstand – einschließlich der Erkenntnisse zum Klimawandel und seinen Auswirkungen – sowie die für ähnliche Anlagen geltenden Vorschriften zu berücksichtigen.

Ziel ist es, im Falle einer Beanspruchung das Risiko einer Beeinträchtigung der folgenden Sicherheitsziele zu begrenzen:

- Integrität des Druckbehälters des Hauptprimärkreislaufs,
- Abschaltung und Aufrechterhaltung eines sicheren Zustands des Reaktors,
- Verhinderung und Begrenzung der radiologischen Folgen von Unfällen für Mensch und Umwelt auf ein Maß, das unter wirtschaftlich vertretbaren Bedingungen so gering wie vernünftigerweise zulässig ist.

Im Rahmen des 4. RP 900 ist es das Ziel der EDF, bei den Belastungsstudien die WENRA-Referenzwerte anzuwenden und die Zugänglichkeit der Räumlichkeiten für die Durchführung der zum Schutz vor Belastungen erforderlichen Maßnahmen zu überprüfen.

Ziel Nr. 2: Anstreben eines Gesamtkernschmelzrisikos (RFC), das Störfälle von etwa 10^{-6} pro Reaktorjahr einbezieht

Der probabilistische Ansatz ergänzt den deterministischen Ansatz bei der Bewertung des Kernschmelzrisikos, um das Sicherheitsniveau der Anlagen zu beurteilen. Im Rahmen des 4. RP 900 hat EDF den Umfang der Sicherheitsleistungsstudien (EPS) auf den Bereich interner und externer Beanspruchungen ausgeweitet. EDF hat probabilistische Sicherheitsstudien der Stufe 1 zu folgenden Beanspruchungen durchgeführt:

- EPS Brand,
- EPS Interne Explosion,
- EPS „Externe Überschwemmung“,
- EPS „Interne Überschwemmung“,
- EPS Erdbeben.

2.2 ERFÜLLUNG DER ZIELE

2.2.1 Sicherstellung der Robustheit der Anlagen gegenüber den im Rahmen der Überprüfung neu bewerteten Belastungsniveaus sowie gemäß den internationalen Empfehlungen (WENRA)

Die Auslegung der Blöcke der Baureihe 900 MWe berücksichtigt von Anfang an den Schutz vor plausiblen internen oder externen Einwirkungen. Diese Anforderung äußert sich meist in der Begrenzung des Gemeinsamsmodenrisikos für die Systeme, die für die Rückführung und Aufrechterhaltung des Reaktors in einem sicheren Zustand erforderlich sind. Die im Rahmen der aufeinanderfolgenden periodischen Überprüfungen durchgeführten Neubewertungen und insbesondere die Berücksichtigung der gewonnenen Erfahrungen führten in der Folge zu einer Verbesserung der Methoden zur Berücksichtigung der verschiedenen Beanspruchungen, insbesondere derjenigen im Zusammenhang mit dem Klimawandel.

Ergänzend zum Leitfaden für die 4. periodische Überprüfung 900 hat EDF den Umfang und die Ziele der Sicherheitsverbesserungen im Hinblick auf Beanspruchungen präzisiert. Diese Elemente werden im Folgenden dargestellt.

Im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung 900 hat EDF die Vollständigkeit der Liste der berücksichtigten Einwirkungen im Vergleich zu den in der Verordnung vom 7. Februar 2012, geändert durch die Artikel 3.5 und 3.6, sowie in den WENRA-Referenzwerten identifizierten Einwirkungen überprüft. Die Einwirkungen werden entweder ausdrücklich berücksichtigt, fallen unter andere berücksichtigte Einwirkungen (z. B. Hagel, Emissionen gefährlicher Stoffe) oder werden aus folgenden Gründen ausgeschlossen:

- sie sind für französische Anlagen nicht relevant (z. B. Sand- oder Salzstürme, Lawinen),
- sie sind aufgrund ihrer sehr geringen Wahrscheinlichkeit vom Umfang der Analyse ausgeschlossen (z. B. Meteorit).

Die im Rahmen des 4. RP 900 behandelten Einwirkungen werden im weiteren Verlauf dieses Absatzes vorgestellt. Im

Rahmen des 4. RP 900 lauten die Verbesserungsziele für die Studien zu den Referenzeinwirkungen:

- die Berücksichtigung der durch den geänderten Erlass vom 7. Februar 2012 und die veröffentlichten ASN-Entscheidungen eingeführten erweiterten behördlichen Anforderungen, was insbesondere zur Konkretisierung der Anforderungen durch die Schaffung neuer Kapitel zu Einwirkungen im Sicherheitsnachweis führt,
- die Einbeziehung der seit dem 3. RP 900 gewonnenen Erfahrungen (Betrieb, Wissensfortschritt), was sich insbesondere in der Berücksichtigung der Anweisungen anderer Stufen (3. RP 1300, 1. RP N4) und der ständigen Themengruppen (externe Überschwemmungen, REX usw.) sowie der Klimabeobachtung niederschlägt.

Zudem unterliegen die für den Schutz vor Angriffen erforderlichen Ausrüstungen dem EIPS-Status. Die mit dem EIPS-Status verbundenen Anforderungen (insbesondere die Überwachung dieser Ausrüstungen im Betrieb) sind

im Rahmen des 4. RP 900 integriert.

Im Rahmen des 4. RP 900 umfasst das Ziel der Verbesserung der Sicherheitsanforderungen für die Referenzangriffsstudien auch die Berücksichtigung der WENRA-Referenzwerte von 2008. In der Praxis führt die Analyse dazu, dass die Referenzwerte E8.2 bezüglich der Anwendung eines erschwerenden Faktors und E9.3 bezüglich der Reaktionszeit des Bedieners einbezogen werden. Es wurden Sensitivitätsanalysen zu diesen Regeln durchgeführt. EDF hat zudem die WENRA-Referenzwerte 2014 analysiert und insbesondere – soweit technisch relevant – die im Rahmen des 4. RP 900 für klimatische Einwirkungen berücksichtigten Naturgefahrenstufen auf Werte festgelegt, die einer jährlichen Eintrittswahrscheinlichkeit von weniger als 10^{-4} entsprechen (Referenzwert T4.2).

Die im Rahmen des 4. RP 900 festgelegten Änderungen der Anforderungen an die Studien zu Referenzbelastungen stehen somit im Einklang mit den Niveaus der fortschrittlichsten europäischen Standards für bestehende Reaktoren.

Anwendung eines Verschärfungsfaktors:

EDF hat ein Verfahren zur Anwendung des Verschärfungsfaktors auf die Referenzbelastungen des Sicherheitsnachweises (im Hinblick auf die WENRA-Referenzniveaus 2008) definiert. Für jede Referenzbelastung wurde eine Untersuchung durchgeführt, bei der plausible Kumulierungen unter Anwendung eines Verschärfungsfaktors auf die aktiven Ausrüstungen[1] berücksichtigt wurden, die es ermöglichen, die Belastung zu verhindern oder deren Folgen zu begrenzen (Ausrüstung zur Abwehr von Störfällen). Diese Analyse hat gezeigt, dass trotz der Berücksichtigung eines Ausfalls an einer in der Störfallstudie bewerteten Anlage die für Auslegungsunfälle der Kategorie 4 festgelegten Freisetzungskriterien eingehalten werden.

Die Schlussfolgerungen dieser Studien flossen in den Sicherheitsnachweis ein und werden im Folgenden für jeden Angriff einzeln dargestellt.

EDF hat diesen Ansatz für bestimmte Störfälle durch ein Verfahren ergänzt, das darauf abzielt, das hohe Zuverlässigkeitsniveau der in den Störfallstudien berücksichtigten passiven Anlagen zu begründen und gegebenenfalls Maßnahmen zu identifizieren, die zur Stärkung dieser Zuverlässigkeit umgesetzt werden müssen. Diese Maßnahmen werden für Anlagen umgesetzt, die eine erhebliche sicherheitstechnische Bedeutung haben, die auf der Grundlage der Störfall-EPS oder deterministischer Überlegungen bewertet wird. Dieser Ansatz wurde für die Einwirkungsarten „Brand“ (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1.1), interne Überschwemmung (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1.3) und interne Explosion (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1.2) angewendet.

Einsatzzeiten des Betreibers:

Die Referenzbelastungsstudien berücksichtigen Reaktionszeiten des Bedieners, die denen der Auslegungsunfallstudien entsprechen, nämlich:

- eine Reaktionszeit des Bedienpersonals im Kontrollraum von 20 Minuten,
- Reaktionszeiten vor Ort von 25 Minuten für Maßnahmen im Elektroraum oder in dessen unmittelbarer Nähe sowie von 35 Minuten für Maßnahmen in den übrigen Gebäuden.

Für jede Referenzstörungssituation wurde eine Sensitivitätsanalyse für eine Reaktionszeit des Bedieners im Kontrollraum von 30 Minuten durchgeführt, um das Fehlen *eines „Klippeneffekts“* zu überprüfen.

Schließlich führte EDF eine Sensitivitätsanalyse für eine Reaktionszeit des Bedieners vor Ort von 1 Stunde bei den Konfigurationen durch, die als besonders sensibel identifiziert wurden.

Zielwerte für die jährliche Eintrittswahrscheinlichkeit von unter 10^{-4} bei klimatischen Störfällen:

[1] Im Sinne des Ansatzes zur Berücksichtigung eines erschwerenden Faktors bei Einwirkungssituationen umfassen die sogenannten „aktiven“ Anlagen sowohl extern gesteuerte oder überwachte Anlagen, die manuell oder automatisch mit Hilfe von Übertragungs- und Antriebsmitteln (z. B. elektrischer Strom, hydraulische oder pneumatische Systeme) aktiviert werden, als auch „nicht-statische“ Anlagen.

Ende 2014 wurde in den WENRA-Referenzniveaus ein neues Kapitel speziell für natürliche Einwirkungen geschaffen. Das Referenzniveau T4.2 verlangt insbesondere die Berücksichtigung einer jährlichen Eintrittswahrscheinlichkeit von 10^{-4} bei der Festlegung der Referenzniveaus für natürliche Einwirkungen oder, falls die Berechnung dieser Wahrscheinlichkeit nicht möglich ist, den Nachweis eines gleichwertigen Sicherheitsniveaus.

Das Arbeitsprogramm des 4. RP 900, das vor der Veröffentlichung der WENRA-Referenzniveaus erstellt wurde, wurde aktualisiert.

Die Schlussfolgerungen der von EDF durchgeführten Analyse lauten wie folgt:

- Bei den meisten externen Einwirkungen natürlichen Ursprungs erschwert der aktuelle Wissensstand die Abschätzung eines Gefahrenniveaus, das einer jährlichen Eintrittswahrscheinlichkeit von 10^{-4} entspricht. Diese Abschätzung ist einfach, wenn historische Daten vorliegen und sich die Bedingungen kaum ändern: Dies gilt für externe Überschwemmungen, Erdbeben, Niedrigwasserstände und Tornados. Bei anderen externen Einwirkungen natürlichen Ursprungs ist die Einschätzung komplexer; in einigen Fällen war die Anwendung eines spezifischen Ansatzes erforderlich, um – sofern notwendig – Gefahrenniveaus zu ermitteln, die deutlich über den für die Auslegung zugrunde gelegten Werten lagen. In diesem Fall basiert das Vorgehen auf einem *„vernünftig quantifizier*baren“ Eintrittswahrscheinlichkeitswert (typischerweise eine Wiederkehrperiode von 100 Jahren), auf den eine Sicherheitsmarge angewendet wird, die nach Einschätzung des Ingenieurs zu einem Gefahrenniveau führt, das mit dem WENRA-Zielwert für eine Wiederkehrperiode von 10.000 Jahren vergleichbar ist. Dieses Vorgehen wurde für die folgenden Einwirkungen angewendet: Starkwind, Hitzewelle und extreme Kälte.

- Das Referenzniveau für das 4. RP 900 hinsichtlich der Einwirkungen Erdbeben, externe Überschwemmung, Einwirkungen der Kühlquelle, Blitzschlag und Tornado entspricht den WENRA-Erwartungen. Die am Kraftwerk Palier CPY durchgeführten Untersuchungen zeigen die gute Robustheit der Anlagen gegenüber den Einwirkungen Hitzewelle und extreme Kälte. Die Studie zur Hitzewelle wurde insbesondere im Rahmen der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [AGR-C] aufgegriffen, um die Berücksichtigung der mit den Modellierungen und den Außenlufttemperaturen verbundenen Unsicherheiten zu verbessern. EDF hat ein Risiko definiert, das über die in seinem Referenzsystem „Grands Chauds“ festgelegten Temperaturen hinausgeht und einer Wiederkehrperiode von 10.000 Jahren entspricht, und hat dies angesichts der mit seiner Bewertung verbundenen Unsicherheiten begründet. EDF hat die Verfügbarkeit der erforderlichen Ausrüstung zur Bewältigung dieser Situation überprüft, auch im Falle eines Ausfalls der externen Stromversorgung, und für jeden der identifizierten Fälle, in denen die Grenzwerte überschritten werden, eine spezifische Vorgehensweise eingeleitet, die den Sicherheitsanforderungen angepasst ist.

- Auch bei starken Winden wird die Robustheit der Anlagen direkt und ohne Änderungen an der Anlage nachgewiesen.

- Im Hinblick auf Schnee wird EDF nach Abschluss der Phase B eine Vorschrift in das Betriebshandbuch aufnehmen, die sich auf Bauwerke bezieht, bei denen eine Schneeräumung erforderlich ist, um die Robustheit der Anlagen bei Gefahrenstufen zu gewährleisten, die über die Auslegungswerte hinausgehen.

<u>Berücksichtigung der Auswirkungen des Klimawandels auf die Anlagen</u>:

Im Rahmen eines vorausschauenden Ansatzes möchte EDF sicherstellen, dass der Klimawandel die Gewährleistung einer korrekten Auslegung der Anlagen angesichts der zu befürchtenden Naturereignisse, deren Merkmale sich ändern könnten, nicht in Frage stellt.

EDF hat daher einen Ansatz zur Berücksichtigung des Klimawandels bei natürlichen äußeren Einflüssen entwickelt, der im Zusammenhang mit der regelmäßigen Veröffentlichung der Berichte des Zwischenstaatlichen Ausschusses für Klimawandel (IPCC) umgesetzt wird und folgende Ziele verfolgt:

- die klimatischen Gefahren zu identifizieren, deren Entwicklung plausibel oder sicher ist und die zu einer Aufwärtskorrektur des Referenzgefahrenniveaus führen könnten,

- zu überwachen, ob Kriterien erreicht werden, die ein Gefahrenniveau anzeigen, das eine eingehende Analyse auslöst,

um die Robustheit der Referenzwerte zwischen zwei regelmäßigen Überprüfungen zu gewährleisten.

Somit werden die Klimarisikostufen auf der Grundlage des neuesten wissenschaftlichen Kenntnisstands aktualisiert, sowohl hinsichtlich der Daten als auch der Modelle und Methoden. Die korrekte Auslegung der Anlagen im Hinblick auf klimatische Gefahren erfordert für jede Referenzbelastung die Festlegung eines Gefährdungsniveaus, das je nach Fall auf einer Wiederkehrzeit oder auf einer normativen Vorgabe (z. B. Blitzschlagniveau) basiert. Diese Gefährdungsniveaus dienen als Eingabedaten für die im Rahmen des 4. RP 900 durchgeführten Belastungsstudien.

Der weitere Verlauf dieses Abschnitts ist der Darstellung der Ergebnisse der Untersuchungen zu den verschiedenen im Rahmen des 4. RP 900 berücksichtigten Einwirkungen gewidmet.

2.2.1.1 Brand

Allgemeiner Teil – Ebene

❖ **Hintergrund und Gegenstand der Untersuchungen**

Über die allgemeinen Ziele hinaus, die für alle im Rahmen des 4. RP 900 zu berücksichtigenden Einwirkungen gelten (vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1), zielt die von EDF angestrebte Verbesserung der Sicherheitsanforderungen hinsichtlich Brandrisiken auf die Überprüfung der korrekten Dimensionierung der Brandabschnitte ab. Zu diesem Zweck hat EDF die Fortschritte in der Modellierung genutzt, um die Berücksichtigung brandbedingter Phänomene zu verbessern.

Ergänzt werden diese Ziele durch die Einhaltung der behördlichen Anforderungen, die durch den geänderten Erlass vom 7. Februar 2012 und den Brandschutzbeschluss Nr. 2014-DC-0417 vom 28. Januar 2014 bezüglich der für Kernkraftwerke (INB) geltenden Vorschriften zur Beherrschung von Brandrisiken eingeführt wurden.

Schließlich wird der deterministische Ansatz durch einen probabilistischen Ansatz ergänzt, der eine umfassendere Bewertung der Robustheit der Anlage gegenüber einem Brand liefert (vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.2.1).

Der Schutz vor Brandrisiken ist von Anfang an in die Auslegung der Blöcke der Baureihe 900 MWe integriert. Die Umsetzung des „*PAI*“ (Brandschutzplan) hat bereits dazu geführt, dass EDF die Brandverhütung, -erkennung und -bekämpfung in allen Blöcken sowohl in materieller als auch in organisatorischer Hinsicht erheblich verstärkt hat.

Die im Rahmen der aufeinanderfolgenden regelmäßigen Überprüfungen durchgeführten Neubewertungen und insbesondere die Berücksichtigung der gewonnenen Erfahrungen führten in der Folge zu einer Verbesserung der Modalitäten zur Berücksichtigung von Brandgefahren.

So wurden im Rahmen des 3. RP 900 Änderungen vorgenommen, insbesondere nach Abschluss der Studien zur Bewertung der bestehenden Sicherheitsmargen (zusätzliche 10 Minuten Sicherheitsmarge im Vergleich zur Auslegung im Zustand des 2. RP 900) hinsichtlich der Auslegung der Schutzmaßnahmen gegen gemeinsame Verkabelungsmodi und der Mindestanforderungen an die Betriebsführung in Bezug auf deren Feuerbeständigkeit.

Was die Auswirkungen von Brandrauch auf den Betrieb der Anlagen sowie die Druckeffekte im Brandfall betrifft, hat EDF im Rahmen des 3. RP 1300 zum einen einen F&E-Ansatz verfolgt, der in einem der ASN vorgeschlagenen Maßnahmenprogramm mündete. Andererseits hat EDF parametrische Studien zu den Druckeffekten durchgeführt, um eine Methode zur Identifizierung von Brandschutzräumen oder -bereichen zu entwickeln, in denen ein Brand durch Druckeffekte zu einem Durchbruch der Brandschutzabschnitte führen kann. Diese Themen, die sich aus den Vorgaben des 3. RP 1300 ergeben, werden im Rahmen des 4. RP 900 berücksichtigt.

Schließlich hat die ASN nach dem Unfall von Fukushima die technische Vorschrift ECS 12 erlassen, in der EDF aufgefordert wird:

- die Beständigkeit gegenüber einem „erhöhten Sicherheitsbeben“ (SMS) der Strukturen und Ausrüstungen zu bewerten, die einer Anforderung zur Beständigkeit gegenüber einem „Auslegungsbeben“ (DSD) unterliegen und zur Brandabschnittsbildung, zur

Brandmelde- oder Brandbekämpfungsmaßnahmen (fest installierte Löschanlagen) beitragen;

- für diejenigen Elemente, deren Widerstandsfähigkeit gegenüber dem SMS nicht nachgewiesen werden könnte, ein Änderungsprogramm vorzulegen.

Im Anschluss an die GPO zum 4. RP 900 formulierte die ASN zusätzliche Anforderungen bezüglich der internen Einwirkung *„Brand"*. EDF ergänzte daraufhin die Verbesserungsziele der Studien und integrierte in sein Arbeitsprogramm zur Sicherheitsüberprüfung „4. RP 900" Weiterentwicklungen zu den folgenden brandbezogenen Themen:

- Begründung der Sektorisierung nach Ansätzen aus dem EPR,
- Auswirkungen durch Brandrauch,
- durch den Brand verursachte Druckeffekte,
- Wiederentzündung von Restinhalationsgasen in den Lüftungskanälen,
- Verschärfungsfaktor für den Brand,
- Empfindlichkeit gegenüber den Reaktionszeiten des Bedienpersonals,
- Modalitäten zur Umsetzung der ASN-Entscheidung zum Brand.

Ergänzend dazu hat EDF Analysen zu den Auswirkungen eines Brandes auf Kreisläufe durchgeführt, in denen wasserstoffhaltige Flüssigkeiten zirkulieren (brennender Strahl). EDF hat zudem die Folgen eines Brandausbruchs in den Kaltwassererzeugungsräumen für das Elektroraumgebäude (DEL) erneut untersucht, um den aktuellen Erkenntnissen über die Temperaturanstiegsdynamik in Elektroräumen Rechnung zu tragen.

❖ Zusammenfassung der Studien

➢ Begründung der Brandabschnittsbildung

Auf der Grundlage der EPRESSI-Methode (Methode zur Bewertung der tatsächlichen Leistungsfähigkeit von Brandabschnittselementen im Brandfall), die auf den EPR angewendet wurde, hat EDF im Rahmen des 4. RP 900 eine neue Methode namens PEPSSI (Bewertungsprinzip für die Eignung von Brandabschnittselementen) entwickelt, um die Robustheit der Elemente in den Sicherheitsbrandräumen des in Betrieb befindlichen Kraftwerksparks zu überprüfen.

Diese Methode wird bei den Schutzmaßnahmen gegen gemeinsame Verkabelungsfehler in allen Sicherheitsbrandräumen, bei den Brandabschnittselementen an den Grenzen der Sicherheitsbrandzonen sowie in den Räumen der Brandabschnitte mit hohem Sicherheitsrisiko angewendet. Im Rahmen dieser Untersuchungen wird überprüft, ob eine Sicherheitsmarge (10 %) zwischen der Brandkurve des Raums und der tatsächlichen Leistungskurve des untersuchten Brandabschnittselements besteht.

Im Anschluss an diese Untersuchungen ergreift EDF zusätzliche Schutzmaßnahmen: PNPE1302 (Kabelschutz), PNPE1420 (Ersatz oder Einbau von Brandschutztüren), PNPE1405 Band A (Änderung des Brandschutzes in Pumpstationen), PNPE1444 (Brandschutzverstärkung von Brandabschnittselementen vom Typ „passiver Schutz") oder neue Maßnahmen, falls andere Arten von Vorkehrungen erforderlich sind. EDF ergreift außerdem eine Maßnahme zur Verringerung der Brandlast in bestimmten Räumen mit Sicherheitsrelevanz (PNRL1925).

Die Studien zur Anpassung der PEPSSI-Methode an die Zonierungselemente wurden im Dezember 2022 abgeschlossen. Sie ermöglichten es insbesondere, die Änderungen zu ermitteln, die an den Zonierungselementen vorgenommen werden sollen, deren Robustheit nicht nachgewiesen werden konnte.

Ergänzend zu diesen Studien wurde die Relevanz der Kriterien PFL (Räume *mit „Möglichkeit eines lokal begrenzten* Brandes") und PFG (Räume *mit „Möglichkeit eines großflächigen* Brandes") überprüft, die in den sogenannten *„PAI"-Studien* verwendet wurden.

➢ **Auswirkungen von Brandrauch**

Die von EDF seit Anfang der 2000er Jahre verfolgten Untersuchungen zu den Risiken von Betriebsstörungen an Anlagen unter dem Einfluss von Rauch führten zur Entwicklung eines speziellen Prüfstands („*MAFFE*“) und eines dazugehörigen Prüfprotokolls.

Nach dem derzeitigen Stand des Wissens sind die Auswirkungen von Rauch nach wie vor ein komplexes Phänomen, das EDF zu folgenden industriellen Entscheidungen veranlasst hat:

- Im Rahmen der deterministischen Brandstudien des 4. RP 900 berücksichtigt EDF die durch Brandrauch verursachten Auswirkungen auf die empfindlichsten Anlagen (elektronische Geräte). Diese Auswirkungen werden durch die Festlegung von Kriterien (Temperatur, Rußbildung, Expositionsdauer) berücksichtigt, die die Auswirkungen von Ruß widerspiegeln,
- EDF hat dieses Kriterium für Funktionsstörungen ebenfalls in seine probabilistischen Sicherheitsanalysen aufgenommen (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.2),
- EDF setzt seine Forschungs- und Entwicklungsarbeiten zu diesem Thema fort.

Die Detailstudien zu den Auswirkungen von Rauch werden angesichts ihres standortabhängigen Charakters im Abschnitt „*Besonderheiten des Blocks*“ vorgestellt.

➢ **Durch den Brand verursachte Druckeffekte**

Ergänzend zu den Studien zur Begründung der Brandabschnittsbildung wird für die Sicherheitsbrandräume der CPY-Stufe eine Analyse des Phänomens des Druckanstiegs in den Räumen im Brandfall und seiner potenziellen Auswirkungen auf die Brandabschnittselemente durchgeführt.

Die im Rahmen des 4. RP 900 durchgeführten Arbeiten stützen sich auf die im Rahmen des 3. RP 1300 entwickelte und erprobte Methodik. Für die Analyse der Druckeffekte im Brandfall wurden folgende Grundsätze zugrunde gelegt:

- Identifizierung von Konfigurationen, die zu einem Versagen der Brandabschnittsbildung führen können,
- berechnungsgestützte Bewertung der Druckwerte, die die ungünstigsten Bedingungen abdecken, die aufgrund eines plausiblen Brandes auftreten können.

Die Ergebnisse der Untersuchungen zu den durch den Brand verursachten Druckeffekten werden im Abschnitt „*Besonderheiten des Blocks*“ dargestellt, da sie standortabhängig sind.

➢ **Wiederentzündung von Restinbränden in den Lüftungskanälen**

Die Studien zur Brandabschnittsbildung wurden durch eine Analyse des Risikos der Wiederentzündung von Restinbränden durch Frischgase in den Lüftungskanälen ergänzt.

Die Studien zur Anpassung der Methodik zur Berücksichtigung des Risikos einer Wiederentzündung von Restinbränden durch die Lüftungskanäle auf der CPY-Ebene kamen zu dem Schluss, dass die bestehenden Vorkehrungen robust sind.

Die Robustheit der Anlage gegenüber diesem Risiko beruht hauptsächlich auf dem Vorhandensein von Brandschutzklappen an den Grenzen der Brandschutzzonen. Für Sicherheitsbrandzonen, die nicht mit Brandschutzklappen ausgestattet sind, stützt sich der Nachweis entweder auf ergänzende Brandrisikoanalysen, die sich in einigen Fällen auf Brandmodellierungen stützen, welche das Fehlen eines Risikos der Ausbreitung von unverbrannten Gasen über die Lüftungskanäle belegen, oder auf Funktionsanalysen, die das Fehlen von Auswirkungen auf die Sicherheit nachweisen. Für den 4. RP 900 sind keine Änderungen erforderlich.

➢ **Auswirkungen eines Brandes auf Kreisläufe, in denen wasserstoffhaltige Fluide zirkulieren (brennende Flamme)**

Im Falle eines Brandes, der zum Verlust der Integrität von Kreisläufen führt, in denen wasserstoffhaltige Fluide zirkulieren, wurden die Sektorisierungsstudien durch eine Analyse des Risikos der Entstehung eines brennenden Wasserstoffstrahls ergänzt. Die Studien zur Anpassung der Methodik zur Berücksichtigung des Risikos eines brennenden Wasserstoffstrahls und

der damit verbundenen Folgen wurden im CPY-Block durchgeführt. Im Anschluss an diese Studien führt EDF Folgendes durch:

- eine Änderung, die es ermöglicht, das Schließen der H_2-Absperrventile des SGZ-Systems im Falle einer Branderkennung durch das JDT-System in bestimmten Räumen zu automatisieren (PNPE1393),
- eine automatische Sprinkleranlage in den Räumen der TEG-Kompressoren, um die Gefahr eines Großbrandes (PFG) durch deren jeweilige Ölvorräte auszuschließen (PNPP1232).

➢ **Anwendung des erschwerenden Faktors**

Entsprechend dem in Abschnitt § 2.2.1 beschriebenen allgemeinen Vorgehen führte die Anwendung eines erschwerenden Faktors in den Brandschutzstudien dazu, dass der Ausfall von Brandschutzklappen, der an die Brandmeldeanlage gekoppelten Steuermechanismen für Brandschutztüren sowie der aktiven Komponenten der Brandbekämpfungssysteme berücksichtigt wurde.

Ergänzend zu diesen Studien wurde für den Sonderfall des Ausfalls statischer Komponenten im Rahmen der Brandstudien ein Analyseansatz umgesetzt.

Schließlich führt EDF in Anwendung der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschriften ergänzende Studien zu den beiden folgenden Themenbereichen durch:

- In Anwendung der Vorschrift [AGR-E-I] hat EDF geeignete Betriebsvorschriften definiert und umgesetzt, die Maßnahmen zur Begrenzung der Wärmebelastung und zur Kontrolle von Arbeiten, die einen Brand auslösen könnten, in den folgenden Räumlichkeiten umfassen:
  - Räumlichkeiten, in denen ein Brand erheblich zum Risiko einer Kernschmelze oder einer Freilegung der Brennelemente im Brennelementlagerbecken beiträgt;
  - Räume, deren Brandabschnittsbildung durch mindestens eine Tür gewährleistet ist, deren geöffneter Zustand im Brandfall zu einer erheblichen Erhöhung des Risikos einer Kernschmelze oder zum Ausfall der redundanten Wasserzufuhr- oder Kühlsysteme des Brennelementlagerbeckens führt.
- In Anwendung der Vorschrift [AGR-E-II] wird EDF unabhängig von deren Zuverlässigkeit diejenigen Brandschutzmaßnahmen identifizieren, deren Ausfall zu einer erheblichen Erhöhung des Risikos einer Kernschmelze oder zum Ausfall der redundanten Wasserzufuhrsysteme oder der Kühlsysteme des Brennelementlagerbeckens führt. EDF wird Maßnahmen umsetzen, um das Ausfallrisiko dieser Einrichtungen zu verringern, und die mit diesen Maßnahmen verbundenen Betriebsanforderungen festlegen. EDF führt insbesondere eine Änderung ein, die darauf abzielt, Alarmvorrichtungen an kritischen Türen zu installieren, um sicherzustellen, dass diese Türen geschlossen bleiben (PNPE1337).

Anwendung eines Erschwernisfaktors	Zusammenfassung der Studien
Klappen und brandmelderges teuerte Türen	Die Berücksichtigung eines erschwerenden Faktors bei den Brandschutzvorrichtungen (EDA) – Brandschutzklappen und an die Brandmeldeanlage gekoppelte Türen – besteht darin, davon auszugehen, dass diese Anlagen im Brandfall bei Beanspruchung in ihrer Ausgangsposition (offen) verbleiben. Der Ansatz besteht dann darin, unter diesen Bedingungen zu überprüfen, ob die Folgen des Brandes die Ablehnungskriterien für Auslegungsunfälle der Kategorie 4 nicht überschreiten. Die Auslegungsstudien, die einen erschwerenden Faktor bei den Brandschutzklappen und den an die Brandmeldeanlage gekoppelten Türen berücksichtigen, haben es ermöglicht, das Fehlen eines Gemeinsammodus bei den Geräten der

Anwendung eines erschwerenden Umstands	Zusammenfassung der Studien
	Systeme, die der Anwendung des Single-Failure-Kriteriums (CDU) unterliegen, und deren unterstützende Systeme. Für das 4· RP 900 sind keine Änderungen erforderlich.
Ortsfeste Löschanlagen	Die im Rahmen des Sicherheitsnachweises in den Gebäuden BK, BW und BL installierten ortsfesten Löschanlagen verfügen über keine aktiven Komponenten. Lediglich die Gebäude BAN, BR und Diesels sind mit ortsfesten Sprühflutungsanlagen ausgestattet, deren Rohrleitungen unter normalen Betriebsbedingungen mit Luft gespült werden und die aus aktiven Komponenten bestehen. Ein Ausfall dieser Komponenten wird angenommen. Die Zugänglichkeit und Bedienbarkeit dieser Einrichtungen (Ventile) vor Ort wurden überprüft. Das Vorhandensein funktionaler Redundanzen in Verbindung mit der manuellen Inbetriebnahme der Löschanlagen (unter Einhaltung der festgelegten Bedienungsfristen) gewährleistet die Verfügbarkeit der vor den Auswirkungen eines Brandes zu schützenden Funktionen im Falle eines Brandausbruchs in den betroffenen Räumlichkeiten. Somit kommen die Sensitivitätsanalysen, die zur Bewertung der Auswirkungen eines Brandes unter Berücksichtigung eines erschwerenden Faktors für die aktiven Komponenten der ortsfesten automatischen Brandbekämpfungsanlage durchgeführt wurden, zu dem Schluss, dass die bestehenden Vorkehrungen robust sind. Für den 4· RP 900 sind keine Änderungen erforderlich.
Feuerlöschpumpen	Der Feuerlöschwasserkreislauf (JPP) jedes Blocks wird von zwei Pumpen gespeist, die jeweils von einem Elektromotor angetrieben werden, dessen Stromversorgung jeweils über die Stromversorgungswege A und B erfolgt, die jeweils durch den Notstromgenerator des betreffenden Weges abgesichert sind. Darüber hinaus sind die Druckleitungen der Pumpanlagen jedes Blocks über eine Verbindungsleitung miteinander verbunden. Folglich hat die Berücksichtigung eines erschwerenden Umstands bei einer Feuerlöschpumpe keinen Einfluss auf die Fähigkeit des Systems, die für den Referenzbrand des Kernkraftwerksblocks erforderliche Wassermenge bereitzustellen. Für den 4· RP 900 sind keine Änderungen erforderlich.

Für den Sonderfall eines Ausfalls der statischen Anlagen:

Anwendung eines Verschärfungsfaktors	Zusammenfassung der Studien
Passive Brandabschnittsanlagen	Die Anwendung des Ansatzes auf den Sonderfall eines Ausfalls statischer Anlagen hat EDF dazu veranlasst, bestimmte Brandschutztüren, die nicht an die Brandmeldeanlage angeschlossen sind, als sicherheitsrelevant einzustufen. Für diese Türen richtet EDF „Tür offen"-Alarmvorrichtungen ein, um sicherzustellen, dass sie geschlossen bleiben. Diese Vorrichtungen sind Gegenstand der Änderung PNPE1337. Darüber hinaus wurden weitere passive Brandabschnittselemente als sicherheitsrelevant identifiziert. Diese Einrichtungen werden im Betrieb alle mit der höchsten Prioritätsstufe behandelt, d. h. wie Brandabschnittselemente, die sich zwischen gegenüberliegenden Gleisen befinden.
Ortsfeste Löschanlagen	Bei Räumen mit hohem Sicherheitsrisiko konnte durch die Nichtberücksichtigung ortsfester Löschanlagen ermittelt werden, in welchen Räumen die Brandabschnittsbildung allein nicht ausreicht, um die Ausbreitung eines Brandes zu verhindern. Die Sprinkleranlage wird daher in diesen Räumen als sicherheitsrelevant eingestuft, es sei denn, es wird eine Änderung vorgenommen, um die Brandabschnittsbildung zu verstärken. Die Analyse kommt zu dem Schluss, dass kein Raum, der mit einer ortsfesten Löschanlage ausgestattet ist, eine nicht robuste Brandabschnittsbildung aufweist, sofern die in diesem Raum installierte ortsfeste Löschanlage nicht berücksichtigt wird.

➢ **Berücksichtigung der Reaktionszeiten des Bedienpersonals**

Entsprechend dem in Abschnitt § 2.2.1 beschriebenen allgemeinen Vorgehen bestand die Untersuchung darin, alle erforderlichen Bedienungsmaßnahmen im Kontrollraum und in den Räumen zu identifizieren, die zur Begründung der sicherheitsrelevanten Brandabschnittsbildung erforderlich sind, und zu überprüfen, ob kein „Klippeneffekt" auftritt, wenn eine Verlängerung der Bedienungszeit bei deren Durchführung berücksichtigt wird.

Die Analyse der manuellen Maßnahmen, die in der Leitwarte oder vor Ort durchgeführt wurden, ergab keinen „*Klippeneffekt*" im Zusammenhang mit der Berücksichtigung dieser Bedienerzeiten.

Es ist anzumerken, dass eine im Rahmen des Projekts „Brandrisikokontrolle auf der CPY-Ebene" durchgeführte technische Änderung (PNPP1092) zur Automatisierung der Sprinkleranlage in den RCV-Räumen es ermöglicht, diese Räume aus der Analyse auszuschließen.

➢ **Umsetzung der Brandschutzentscheidung**

Gemäß dem Erlass vom 20. März 2014 zur Genehmigung der ASN-Entscheidung Nr. 2014-DC-0417 (sogenannte „*Brandschutzentscheidung*" genannt), wurde der Nachweis der Brandrisikokontrolle (DMRI) erbracht.

Ihr Ziel ist es, nachzuweisen, dass die hinsichtlich der Brandrisiken getroffenen Maßnahmen in den Bereichen Auslegung, Bau und Betrieb angemessen sind und nach dem Prinzip der mehrstufigen Sicherheit festgelegt wurden.

Diese DMRI befasst sich sowohl mit radiologischen als auch mit nicht-radiologischen Risiken (im weiteren Text auch als *„konventionelle* Risiken“ bezeichnet). Für diese beiden Risikoarten kommen unterschiedliche Methoden zur Anwendung.

Die DMRI umfasst:

- die Elemente, anhand derer der „Hüllcharakter“ der berücksichtigten Brände bewertet werden kann,
- das Verfahren zur Identifizierung der Brandherde (EIP) und der Brandausbreitungswege (AIP) sowie deren festgelegte Anforderungen (bei Planung, Bau und Betrieb),
- die Analyse der materiellen und personellen Ressourcen für den Einsatz und die Brandbekämpfung,
- die als EIP identifizierten Systeme und Strukturen (mit einem Detaillierungsgrad, der den Herausforderungen angemessen ist).

➢ **Überprüfung der Beständigkeit der Brandschutzausrüstung gegenüber dem erhöhten Sicherheitsbeben**

Gemäß der technischen Vorschrift ECS 12 hat EDF die Beständigkeit gegenüber dem erhöhten Sicherheitsbeben (SMS) der Strukturen und Ausrüstungen bewertet, die einer Anforderung zur Beständigkeit gegenüber dem Auslegungsbeben (DSD) unterliegen und zur Brandabschnittsbildung, zur Brandmeldeanlage oder zur Brandbekämpfung (fest installierte Löschanlagen) beitragen.

Ergebnis dieser Untersuchungen:

- Die Brandmeldeanlage ist nach der Erneuerung der gesamten Brandmeldeausrüstung (PNPP1196) gegenüber dem SMS robust;
- Was die aktive Brandabschnittsbildung betrifft: Die Brandschutztüren und Brandschutzklappen sind gegenüber dem SMS widerstandsfähig;
- In Bezug auf die ortsfesten Löschanlagen:
  - ist die konventionelle Reaktoranlage ohne Änderungen gegen SMS unempfindlich;
  - Die Kernkraftwerksanlage (im Inneren des Reaktorgebäudes) ist ohne Änderungen gegen das SMS widerstandsfähig;
  - Der Kernkraftwerksbereich (außerhalb des Reaktorgebäudes) wird nach der Umsetzung der Änderung PNRL1990 (Erhöhung der Erdbebensicherheit des Brandschutznetzes JP* außerhalb des Reaktorgebäudes) gegen das SMS widerstandsfähig sein;

Zusammenfassend lässt sich sagen, dass die Brandschutzanlagen, für die die Widerstandsfähigkeit gegenüber dem DSD vorgeschrieben ist, nach diesen Studien und der Umsetzung der damit verbundenen Änderungen widerstandsfähig gegenüber dem SMS sind.

➢ **Weitere Gemeinsame-Modus-Studien**

EDF hat die Folgen eines Brandes in den Räumen der Kaltwassererzeugungsanlage für das Elektrikgebäude (DEL) nach dem Austausch der Kältemaschinen neu bewertet, und zwar unter Berücksichtigung mehrerer neuer Erkenntnisse, wie beispielsweise eines besseren Verständnisses der Temperaturanstiegsdynamik in den Elektrikräumen bei Ausfall des DEL. Im Anschluss an diese Untersuchungen führt EDF eine Änderung durch, die darauf abzielt, den Ausfall des DEL durch einen Brand-Gleichtaktfehler zu vermeiden. Diese Änderung (PNPE1182) betrifft ausschließlich die ungeraden Blöcke. Sie besteht darin, das Versorgungskabel der DEL-Pumpe des Kanals B durch Umwickeln zu schützen.

➢ **Ergänzende Untersuchungen**

In Anwendung der von der ASN unter Berücksichtigung der Ergebnisse der generischen Phase des 4· RP 900 erlassenen Vorschrift [AGR-D-I] hat EDF in den Studien zur Risikokontrolle im Zusammenhang mit Bränden (Begründung der Bereichsaufteilung, Auswirkungen von Rauch, Druckeffekte) Folgendes berücksichtigt:

- alle Räume des Kernkraftwerksblocks und der Pumpstation;

- Modellierungsannahmen für die Gebäudehülle, anhand derer die in den Räumen erreichten Temperaturkurven für Brände in Schaltschränken und elektrischen Kabelkanälen ermittelt werden können, mit denen zu rechnen ist. Insbesondere hat EDF für Brände in Schaltschränken einen Brandausbreitungskoeffizienten zugrunde gelegt, der unabhängig von den Entzündungsbedingungen ist und das Erreichen einer selbstunterhaltenden Verbrennungsphase widerspiegelt.

In Anwendung der Vorschrift [AGR-D-II] wird EDF die identifizierten Änderungen spätestens 5 Jahre nach Vorlage des Abschlussberichts der Überprüfung umsetzen.

EDF wird ergänzende Studien gemäß der von der ASN erlassenen Vorschrift [AGR-E-III] durchführen, unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900: *„Der Betreiber ermittelt die Räume, die am anfälligsten für den Ausfall der ortsfesten Sprinkleranlagen sind. Zum gleichen Zeitpunkt legt der Betreiber die gegebenenfalls umzusetzenden Änderungen und den entsprechenden Zeitplan fest.“*

❖ **Fazit**

Im Rahmen des 4. RP 900 wurden wesentliche Änderungen eingeführt, insbesondere durch die verbesserte Berücksichtigung der Brandauswirkungen in den deterministischen Studien und die Einführung der WENRA-Referenzwerte (verschärfende Bedingungen, Reaktionszeit des Bedienpersonals).

Diese Studien ermöglichten es, die Robustheit der Anlage im Hinblick auf die WENRA-Referenzwerte zu überprüfen und gegebenenfalls die Änderungen zu identifizieren, die erforderlich sind, um die Sicherheitsanforderungen im Zusammenhang mit dem Brandschutz zu erfüllen.

Im Anschluss an die Prüfung der Themen im Zusammenhang mit dem Brandrisiko ergänzt EDF den Nachweis durch Studien, die gegebenenfalls mit zusätzlichen Änderungen zu den bereits vorgesehenen einhergehen.

Spezifischer Teil zu Block 2 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

- *Begründung der Brandabschnittsbildung*

Die Studien zu den Elementen der Brandsektorenbildung (PEPSSI-Methode für den Kernkraftwerksbereich) lassen auf die Robustheit der Anlage schließen.

- *Auswirkungen von Brandrauch*

Die Studien zur Berücksichtigung der Auswirkungen von Rauch lassen den Schluss zu, dass die Anlage gegenüber diesen Auswirkungen robust ist.

- *Durch den Brand verursachte Druckeffekte*

Die Untersuchungen zur Berücksichtigung des Druckanstiegs im Brandfall lassen den Schluss zu, dass die Anlage gegenüber diesen Auswirkungen robust ist.

Zusammenfassung des Zustands des Reaktorblocks

Änderungen:

- PNPP1092 „Brandschutz der RCV-Pumpenräume“,
- PNPP1196 „Umfassende Modernisierung der Brandmeldeanlage (ECS 12)“,

wurden im Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderungen:

- PNPE1302 „Beseitigung gemeinsamer Betriebsmodi und Reduzierung der Brandlasten durch Kabelumwicklung bei PFG/PFL-Kabeln“,
- PNPE1393 „Automatisierung der Wasserstoffabschaltung bei Brandmeldung“,
- PNPE1420 „PEPSSI – Austausch von Brandschutztüren“,
- PNPE1405 „Änderung des Brandschutzes im SDP aufgrund der PEPSSI-Studien“,
- PNPE1444 „Passiver Brandschutz – Behandlung von Durchführungen und Fugen“,
- PNRL1925 „Bewältigung von Brandrisiken durch Management neuer Brandlasten“,

werden im Block 2 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4. RP 900 umgesetzt.

Die Änderung PNPE1337 „Alarm zur Aufrechterhaltung des geschlossenen Zustands von Brandschutztüren“ wird im Block 2 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration spätestens im Juli 2029 vorgesehen ist.

Die Änderung PNRL1990 „Erhöhte Erdbebensicherheit des Brandschutznetzes JP* – Außenbereich BR (ECS 12)“ wird im Rahmen eines spezifischen Zeitplans im Block 2 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt, wobei die Integration spätestens Ende 2027 vorgesehen ist.

Die Änderung PNPP1232 „Einbau von Sprühdüsen in den Räumen der TEG-Kompressoren der CPY-Stufe“ wird im Block 2 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen eines spezifischen Zeitplans umgesetzt, wobei die Integration für 2025 und spätestens in Phase B des 4. RP 900 vorgesehen ist.

2.2.1.2 Interne Explosion

Allgemeiner Teil „Lager“

❖ **Hintergrund und Gegenstand der Studien**

Das angestrebte Ziel ist es, den Schutz der Anlage vor der Gefahr einer internen Explosion zu gewährleisten. Dieser Ansatz wurde erstmals im Rahmen des 3. RP 900 umgesetzt. Seitdem wurden die Schlussfolgerungen des abschließenden GPR des 3. RP 900 darin berücksichtigt.

Anlässlich des 4. RP 900 hat EDF diesen aktualisierten Ansatz umgesetzt, um die Robustheit der Blöcke zu stärken.

Ergänzend zu den neuen Analysen, die gemäß der Anweisung zum *„Ergänzungsband zum Referenzrahmen* “ (Sensitivitätsanalysen zu den WENRA-Referenzwerten, erschwerenden Szenarien und Bedienerverzögerungen – vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1) hat EDF:

- die Grundsätze zur Bewertung der Auswirkungen der Explosion auf die Sicherheit konsolidiert,
- die Auswirkungen der Explosion auf die Brandabschnittsbildung berücksichtigt,
- die Ergebnisse der Überprüfung des 3. RP 1300 berücksichtigt und dabei detaillierte Analysen zu bestimmten Themenbereichen integriert (insbesondere: Leckagen außerhalb der demontierbaren Bauteile, internes Risiko in den Kreisläufen).

Im Rahmen der Überprüfung der Konformität der Anlagen stellt EDF sicher, dass die an den Standorten gemessenen Lüftungsdurchsätze mit den in den Studien zum Explosionsrisiko zugrunde gelegten Annahmen übereinstimmen (siehe Teil I – Kapitel 1 – Abschnitt 4).

Der Sicherheitsnachweis hinsichtlich des Risikos einer internen Explosion konzentriert sich auf die Explosionsverhütung. Ziel der Studien ist es, die Räume und Standorte zu identifizieren, bei denen unter Berücksichtigung von

Hüllannahmen die Bildung einer zündfähigen Wolke trotz der vorgesehenen Maßnahmen zur Vermeidung einer Gasansammlung nicht ausgeschlossen werden kann. In diesem Fall werden Maßnahmen ergriffen, um mögliche Leckquellen oder zumindest Zündquellen zu beseitigen.

Darüber hinaus wird für Räume, in denen die Bildung einer zündfähigen Wolke nicht ausgeschlossen werden kann, eine Analyse der funktionalen Folgen durchgeführt, um sicherzustellen, dass die durch die Explosion verursachten Schäden die vorhandenen Sicherheitsziele nicht gefährden. Diese Räume werden *als Räume mit „erheblichem Sicherheitsrisiko“* bezeichnet. Für diese Räume zielt die Analyse darauf ab, die baulichen Vorkehrungen (Prävention, Ausschluss, Begrenzung der Auswirkungen…) gegebenenfalls zu verstärken.

❖ **Zusammenfassung der**

Studien **zum**

Kernkraftwerksblock

Die Studien dienen der Überprüfung der Vermeidung (standardmäßig der Begrenzung) von Wasserstofffreisetzungen, der Bildung entflammbarer Wolken sowie des Fehlens von Zündrisiken für die als risikobehaftet identifizierten Räume. Dieser Ansatz wird durch die Analyse der sicherheitsrelevanten Folgen ergänzt, was bei Räumen mit hohem Sicherheitsrisiko zu einer Verstärkung der Präventionsmaßnahmen führt. Was die Analyse des Risikos einer internen Explosion in den Kreisläufen des Kernkraftwerksbereichs betrifft, so bestehen die Studien darin, alle potenziellen und plausiblen Szenarien zu identifizieren.

Die Analyse des Risikos einer internen Explosion im Kernkraftwerksbereich basiert auf dem Vorhandensein von Wasserstoff führenden Kreisläufen und Batterien (Wasserstofferzeugungsverfahren, insbesondere im Ladezustand), die als einzige Quellen angesehen werden, die im Normalbetrieb zur Bildung einer entzündlichen Wolke führen können.

Nur diese Elemente werden bei der Risikoanalyse berücksichtigt, da:

- die Risiken im Zusammenhang mit dem vorübergehenden Vorhandensein von Gasflaschen für Eingriffe durch organisatorische Vorkehrungen abgedeckt sind,
- die im Reaktorblock vorhandenen Transformatoren und Leistungsschalter kein Öl enthalten. Die bisherigen Erfahrungen zeigen jedoch, dass das Explosionsrisiko bei Transformatoren und Leistungsschaltern mit ölgefüllten Anlagen zusammenhängt. Daher wird in diesem Punkt kein Explosionsrisiko berücksichtigt.

Die durchgeführten Studien ermöglichten es insbesondere, die Wasserstoffleitungen sowie die Räume zu identifizieren, in denen Wasserstoffleitungen mit Besonderheiten[2] verlaufen.

Die Zusammenfassung der Studien wird in den folgenden Abschnitten beschrieben.

Die Studien zur Unterstützung des 4. RP 900 werden entlang dreier Schwerpunkte durchgeführt: der Anwendung der Methodik zum Schutz vor dem Risiko einer internen Explosion, der Berücksichtigung von erschwerenden Faktoren und der Berücksichtigung der Reaktionszeiten des Bedienpersonals. Diese Studien berücksichtigen alle Erkenntnisse aus früheren Überprüfungen, die Anweisung der GPO zum 4. RP 900 sowie die spezielle Anweisung zum Thema Explosion im Rahmen des 4. RP 900.

➢ **Anwendung der Methodik zum Schutz vor dem Risiko einer internen Explosion**

- Überprüfung der Angemessenheit der Konstruktionsanforderungen:

Zwei Arten von Einwirkungen können zu einem vollständigen Rohrbruch und damit zu einer Freisetzung von Wasserstoff führen: der RTHE (Hochenergie-Rohrbruch) und Erdbeben. Auch die fehlerhafte Demontage von Sonderbauteilen wurde als potenzieller Auslöser identifiziert.

[2] Beispiele für kritische Stellen in einem Kreislauf: ein Ventil, eine nicht geschweißte Verbindung zwischen zwei Rohrleitungsabschnitten.

Für Rohrleitungen geltende Konstruktionsanforderungen

Die in den Richtlinien geforderten Präventionsmaßnahmen für Wasserstoffleitungen tragen dazu bei, Wasserstoffausströmungen und die Entzündungsgefahr zu vermeiden:

- Dichtheit bereits in der Konstruktion (vorrangig Membranventile, geschweißte Verbindungen, Überwachung im Betrieb und angemessene Wartung),
- geerdete Kreisläufe und Ausrüstungen,
- außerhalb des BR: systematische Überprüfung der Integrität bei Erdbeben (einschließlich Erdbebenereignissen) und nach dem Bruch von Hochdruckrohrleitungen (Peitschenbewegung).

Es ist anzumerken, dass Halterungen hinzugefügt oder modifiziert wurden, um die Erdbebensicherheit zu gewährleisten, und dass im Rahmen des 3. RP 900 Rahmen zur Verhinderung von Peitschenbewegungen installiert wurden.

Für die Räumlichkeiten geltende Auslegungsanforderungen

Die für Räume geltenden Präventionsmaßnahmen, in denen Wasserstoffkreisläufe verlaufen und die aufgrund des Sicherheitsnachweises besondere Anforderungen erfüllen müssen, ermöglichen es, das Risiko der Bildung einer entzündlichen Wolke zu begrenzen:

- Vorhandensein einer mechanischen Belüftung,
- Begrenzung der Toträume in den Räumlichkeiten und Anlagen,
- Vorhandensein einer Wasserstoffdetektion (außerhalb von BR),
- Einbau von Geräten und Anlagen der ATEX-Kategorie (geeignet für explosive Atmosphären) in den gefährdeten Räumen.

EDF hat ergänzend eine Analyse der Wasserstoffübertragung von einem Risikoraum in einen nicht gefährdeten Raum durchgeführt, der daher nicht mit ATEX-Geräten ausgestattet ist. Diese Analyse ergab, dass die Übertragung durch Undichtigkeiten für das CPY-Lager keine Auswirkungen hat.

Umsetzung der Konstruktionsanforderungen

Im Rahmen des 3. RP 900 wurden Änderungen vorgenommen, um die Freisetzung von wasserstoffhaltigen Abgasen in den Räumlichkeiten des BAN zu begrenzen oder gar zu unterbinden.

Im Rahmen des 4. RP 900 sind angesichts dieser Konstruktionsanforderungen keine weiteren Änderungen erforderlich. Die Anforderungen des Referenzrahmens werden nämlich erfüllt:

- Die empfohlenen Maßnahmen zum Ausschluss oder zumindest zur deutlichen Begrenzung des Risikos der Freisetzung von brennbaren Gasen werden eingehalten; insbesondere ist die Belüftung der Batterieräume so ausgelegt, dass der entstehende Wasserstoff abgeführt wird und eine Ansammlung verhindert wird,
- in Räumen, in denen das Risiko eines Wasserstoffaustritts nicht ausgeschlossen werden kann, ist eine Detektion zur Überwachung installiert.

- Überprüfung der Begrenzung der Zündrisiken für gefährdete Räume und die zugehörigen Lüftungskanäle

In allen als „explosionsgefährdet“ eingestuften Räumen müssen mögliche Zündquellen beseitigt werden: In diesen Räumen werden *„ATEX“-zertifizierte* Geräte (die so konzipiert sind, dass sie in einer explosionsfähigen Atmosphäre keine Zündquelle darstellen) installiert, und die Stromkreise werden geerdet, um das Risiko einer Entzündung brennbarer Gemische zu begrenzen.

Darüber hinaus muss sichergestellt werden, dass keine Zündgefahr für eine brennbare Wolke besteht, die von einem Lüftungskanal angesaugt wird, und zwar bis zur Verdünnungsstelle, ab der die Wasserstoffkonzentration unterhalb der unteren Explosionsgrenze (UEG) liegt.

Anlässlich des 3. RP 900 wurden alle an den Lüftungskanälen von der Absaugöffnung bis zum Verdünnungspunkt befindlichen Geräte durch Geräte ersetzt, die mindestens nach ATEX 3G zertifiziert sind, mit Ausnahme der KRT-Messketten.

Da eine ATEX-Zertifizierung dieser KRT-Ketten nicht möglich ist, wurde als Lösung die automatische Unterbrechung der Stromversorgung der KRT-Ketten zur Überwachung der Lüftungskanäle durch das Wasserstoffdetektionssystem KHY (PNPP1926, Abschnitt A) gewählt. Somit wird im Falle des Vorhandenseins von Wasserstoff in den überwachten und als risikobehaftet identifizierten Räumen sowie einer Ausbreitung in die Lüftungskanäle das Risiko einer Entzündung der explosionsfähigen Atmosphäre durch die KRT-Ketten ausgeschlossen.

EDF hat im Rahmen des 4. RP 900 die Analyse der Zündrisiken einer explosiven Atmosphäre in den Abluftkanälen der BAN-Räume abgeschlossen. Diese Analyse ergab, dass in den neu identifizierten Abschnitten der Abluftkanäle keine zündgefährdeten Materialien vorhanden sind. Ergänzend dazu wurde die Erdung bestimmter Lüftungskanäle vorgenommen (PNPP1945 Band B für Tricastin 1 und 2, PNRL1924 für die übrigen Blöcke der CPY-Generation).

- Maßnahmen am Reaktorgebäude (BR)

Das Reaktorgebäude (BR) ist Gegenstand eines spezifischen Überprüfungsverfahrens, da die Auslegung, die Betriebs- und Installationsmaßnahmen des BR so beschaffen sind, dass das Risiko der Bildung einer explosionsfähigen Atmosphäre angesichts der im BR vorhandenen Luftmengen als vernachlässigbar eingestuft wird.

Darüber hinaus hat EDF nachgewiesen, dass im Falle eines Erdbebens oder eines Peitscheneffekts durch einen Bruch einer Hochdruckleitung kein Risiko einer Beschädigung der an den Druckhalter angeschlossenen Wasserstoffleitungen besteht, mit Ausnahme einer Leitung des nuklearen Probenahmesystems (REN) in einem bestimmten Raum der ungeraden Blöcke. Für diese Blöcke richtet EDF eine Vorrichtung ein, mit der das Risiko einer Beschädigung dieser Leitung beseitigt werden kann (PNPE1445).

Somit kommen die im Rahmen des 3. RP 900 durchgeführten Studien, die die Analyse des Explosionsrisikos im Reaktorgebäude darstellen, zu dem Schluss, dass kein Risiko besteht, und bleiben auch für das 4. RP 900 gültig.

EDF hat im Rahmen des 4. RP 900 zudem eine Risikoanalyse zur lokalen Bildung eines entzündlichen H_2-Luft-Gemisches durchgeführt. Diese ergab, dass kein Risiko besteht. Ergänzend dazu verlangt die von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassene Vorschrift [AGR-G-I], dass spätestens am 31. Dezember 2025 EDF *„die Risiken der Bildung einer explosionsfähigen Atmosphäre im Reaktorgebäude, auch im Falle eines Erdbebens, quantitativ bewertet, indem die Phänomene untersucht werden, die in der Nähe der betrachteten Leckagen auftreten können“,* und *„die gegebenenfalls umzusetzenden Maßnahmen im Hinblick auf die Sicherheitsrisiken und den damit verbundenen Zeitplan“* festlegt.

- Analyse der funktionalen Folgen – Behandlung von Räumen *mit „erheblichem Sicherheitsrisiko“*

Entsprechend den angekündigten Zielen (Konsolidierung der Grundsätze zur Bewertung der Auswirkungen der Explosion auf die Sicherheit, Berücksichtigung der Auswirkungen der Explosion auf die Brandabschnittsbildung) hat EDF die Analyse der Auswirkungen einer Explosion im Kernkraftwerksblock auf die Sicherheit aktualisiert, mit Ausnahme des Reaktorgebäudes (das Risiko der Bildung einer explosionsfähigen Atmosphäre im Reaktorgebäude ist Gegenstand einer gesonderten Behandlung – siehe oben), um zu überprüfen, ob die Auswirkungen potenzieller Explosionen die Erfüllung der Sicherheitsfunktionen nicht gefährden.

Für die CPY-Stufe ermöglichen die Studien die Begründung und Verfeinerung der in den Analysen der funktionalen Folgen berücksichtigten Annahmen: Auf der Grundlage der Berechnungsergebnisse (gutes Verhalten der Primärkonstruktionen des BAN, im Gebäude ermittelte Überdruckfelder unter Berücksichtigung des Wegfalls von „Sicherungen“ wie Türen, erdbebensicheren Trennwänden und Betonsteinwänden) wurden von Fall zu Fall realistische Einwirkungsbereiche definiert und die in diesen Bereichen berücksichtigten Auswirkungen an den Schweregrad der dort auftretenden Explosionen angepasst. Zudem wurden in diesen Analysen die Auswirkungen des Verlusts von Brandabschnittselementen infolge einer Explosion berücksichtigt. Es wird davon ausgegangen, dass in den Räumen, die zu den

Brandräumen, die mit dem Explosionsbereich in Verbindung stehen, gehen Materialien verloren, die nicht von Natur aus feuerbeständig sind.

Das Ergebnis der Analysen der funktionalen Folgen ist eine Liste von Räumen, die als *„mit hohem Sicherheitsrisiko“* identifiziert wurden:

- Für die als *„mit hohem Sicherheitsrisiko“* eingestuften Räume des BAN und für den Fall, dass das Risiko nicht beseitigt werden kann (beispielsweise durch die Verlegung oder den Schutz von Sicherheitszielen, die automatische Absperrung des Lecks), muss die Ausrüstung in diesen Räumen der ATEX-Kategorie 2G entsprechen.
- Für die als *„mit hohem Sicherheitsrisiko“* eingestuften Batterieräume muss die Belüftung elektrisch notversorgt und erdbebensicher sein.

Kein neuer BAN-Raum auf der CPY-Ebene wurde *als „mit hohem Sicherheitsrisiko“* eingestuft. Dagegen werden die Batterieräume in den Gebäuden BL und BW durch Anwendung der Grundsätze der Methodik des 4. RP 900 *als „mit hohem* Sicherheitsrisiko“ eingestuft. Folglich muss das DVE-System erdbebensicher sein. Das Projekt PNPE1118 „Erdbebensicherung des DVE-Systems in den Batterieräumen“ wird im Rahmen des 4. RP 900 umgesetzt, um das DVE-Lüftungssystem in den Batterieräumen erdbebensicher zu machen, und stellt die Maßnahme dar, die dem Ziel der Risikoprävention entspricht. Darüber hinaus werden im Falle der Erkennung eines Ausfalls der Belüftung oder des Auftretens von Wasserstoff in den Batterieräumen verschiedene Maßnahmen durch das Bedienpersonal ergriffen: Öffnung etwaiger Zwischenklappen, um die Absaugkreisläufe der Batterieräume miteinander zu verbinden, sowie Öffnung der Türen der Batterieräume, um durch die Belüftung der angrenzenden Räume den Luftstrom wiederherzustellen.

Die Räume mit „erheblichem Sicherheitsrisiko“ wurden von EDF zusätzlichen Untersuchungen unterzogen, um die Machbarkeit und Angemessenheit zusätzlicher Schutzmaßnahmen zu analysieren. In diesem Zusammenhang wird EDF im Rahmen der Phase B eine Betriebssperre für bestimmte Bereiche in Räumen mit erheblichen Sicherheitsrisiken verhängen, um das Risiko eines Wasserstoffaustritts zu verringern. Darüber hinaus wird bei Explosionsszenarien, die zu einem Ausfall der PTR-Kühlung und der JPI-Nachspeisung führen, die Nachspeisung des Brennelement-Lagerbeckens über die Nachspeisewasserquelle für den Kern (PNPP1714/PNPE1289 und PNPE1258, vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7) berücksichtigt, um eine Freilegung der im Lagerbecken befindlichen Brennelemente zu vermeiden. Darüber hinaus setzt EDF eine Schutzvorrichtung für bestimmte RRI-Leitungen ein, um deren Beschädigung durch herabfallende Türteile im Falle einer Explosion auszuschließen (PNPE1445).

Ergänzend zu den durchgeführten Studien und den bereits festgelegten Maßnahmen verlangt die von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassene Vorschrift [AGR-G-I], dass spätestens am 31. Dezember 2025 EDF *„für Explosionen, die zum Verlust einer Sicherheitsfunktion führen könnten, die Situationen identifiziert, in denen die Verfügbarkeit der für das Erreichen und Aufrechterhalten des sicheren Zustands des Reaktors erforderlichen Ausrüstungen nicht gewährleistet ist“ und „die gegebenenfalls umzusetzenden Maßnahmen im Hinblick auf die Sicherheitsrisiken und den damit verbundenen* Zeitplan“ *festlegt*.

- <u>Risikoprävention innerhalb der Kreisläufe</u>

Die bestehenden Auslegungs- und Betriebsvorschriften (Sauerstoffmessgerät, Stickstoffspülung, abnehmbare Manschette usw.) ermöglichen es, das Risiko der Bildung einer explosionsfähigen Atmosphäre im Inneren der Kreisläufe zu vermeiden.

Um sicherzustellen, dass diese Maßnahmen dem Ziel der Risikoprävention gerecht werden, wurde auf der Grundlage nationaler und internationaler Erfahrungsberichte eine Analyse des Risikos der Bildung einer entzündlichen Wolke in den Kreisläufen durchgeführt. Diese Analyse führt zur Umsetzung einer Änderung, die darauf abzielt, den Lufteintritt in bestimmte wasserstoffhaltige Kreisläufe zu begrenzen (Änderung PNPP1709 „Austausch der SIERS-Ventile und Verriegelung der manuellen RPE-Ventile“). Diese Erfahrungsauswertung wurde auf das Risiko außerhalb der Kreisläufe (einschließlich außerhalb der Gebäude des Kernkraftwerkskomplexes) ausgeweitet. Sie kommt zu dem Schluss, dass die bestehenden Präventions- und Betriebsvorschriften angesichts der gemeldeten Vorfälle dem Ziel entsprechen.

Ergänzend dazu hat EDF eine Methodik entwickelt und umgesetzt, mit der sich alle potenziellen und plausiblen Szenarien im Zusammenhang mit der Analyse des Risikos einer internen Explosion in den Kreisläufen des Kernkraftwerkskomplexes

. Die Umsetzung in den Anlagen der Baureihe CPY bestätigt die Robustheit der allgemeinen Betriebsprinzipien unter Überdruck, die durch technische Systeme wie die Inertisierung (Inertgas: Stickstoff), die kontinuierliche instrumentierte Überwachung, die Probenahme und die automatische Abschaltung bei Sauerstofferkennung (TEG), die zur Eindämmung des Risikos einer internen Explosion innerhalb der Kreisläufe beitragen. Die im Rahmen dieser Anwendung durchgeführte Analyse zeigt jedoch zwei plausible Explosionsszenarien auf. Für diese Szenarien:

- führt EDF eine ergänzende Maßnahme ein, um das Explosionsrisiko im Inneren einer TEG-Abdeckung (PNPE1338) zu verringern;
- EDF führt eine ergänzende Maßnahme ein, um das Explosionsrisiko im Inneren einer RCV-Abdeckung (PNRS1024) zu verringern.

- Wasserstofffreisetzungen außerhalb der demontierbaren Bauteile

EDF hat seinen Nachweis bezüglich des mit den wasserstoffgeführten Leitungen des BAN verbundenen Explosionsrisikos nachträglich verstärkt, indem die Möglichkeit von Leckagen außerhalb der demontierbaren Bauteile analysiert wurde. Diese Studie hat die Robustheit der Auslegung aufgezeigt.

Die Räume, die im Anschluss an die Untersuchung der Leckagen außerhalb der demontierbaren Bauteile ermittelt wurden und bei denen eine Explosion zu einem gemeinsamen Ausfallmodus einer Sicherheitsfunktion führen würde, werden als „sensible Räume“ bezeichnet.

Im Rahmen der Folgemaßnahmen zum GP Agressions hat EDF zudem seine Analyse erweitert, indem die funktionalen Folgen einer Explosion infolge eines Lecks in einem regulären Leitungsabschnitt überprüft wurden. Die Räume, für die ein potenzieller Leckageauslöser in Betracht gezogen und die hinsichtlich der Sicherheit als sensibel identifiziert wurden, waren Gegenstand zusätzlicher Analysen durch EDF. Bei diesen Räumen hängt das Sicherheitsrisiko mit dem Verlust der Kühlung des Brennelement-Lagerbeckens zusammen. Ein Freiliegen der Brennelemente im Lagerbecken wird durch die Nachspeisung aus der Wasserquelle „Source d’eau“ für den „Noyau Dur“ verhindert (PNPP1714/PNPE1289 und PNPE1258, vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7). Als Reaktion auf den ersten Absatz der oben zitierten Vorschrift [AGR-G-I] wird EDF auch für die sensiblen Räume ergänzende Analysen vorlegen.

➢ **Ausgestaltung des erschwerenden Faktors**

Gemäß dem in Absatz § 2.2.1 beschriebenen allgemeinen Vorgehen besteht die Überprüfung der Robustheit der Anlage gegenüber dem erschwerenden Faktor aus einer Untersuchung, bei der plausible Kombinationen einer internen Explosion mit einem erschwerenden Faktor berücksichtigt werden, der auf aktive Ausrüstungen angewendet wird, die es ermöglichen, den Angriff zu verhindern oder dessen Folgen zu begrenzen (Ausrüstung zur Abwehr von Angriffen).

Ziel ist es, sicherzustellen, dass die folgenden Ziele durch die Berücksichtigung eines erschwerenden Faktors nicht in Frage gestellt werden (und gegebenenfalls wird überprüft, dass keine Auswirkungen auf die Sicherheitsfunktionen bestehen):

- die Verhinderung der Bildung einer entzündlichen Wolke,
- die Verhinderung einer Explosion.

Die Funktionen, die zur Verhinderung der Bildung einer brennbaren Wolke beitragen, sind:

  - die Belüftung (unter Anwendung des Grundsatzes der Betriebskontinuität kann die Berücksichtigung eines erschwerenden Faktors ausgeschlossen werden),
  - die Ansteuerung eines Absperrventils bei Wasserstofferkennung in bestimmten Räumen des BAN und des BW,
  - die Überwachung des Vorhandenseins eines Lüftungsdurchsatzes in den Batterieräumen.

Die einzige Maßnahme, mit der die Auslösung einer Explosion verhindert werden kann, besteht in der Installation von Geräten mit ATEX-Zertifizierung der Stufe 3G oder 2G für Räume mit besonders hohem Sicherheitsrisiko. Dabei handelt es sich um eine passive Maßnahme.

Um die Auslösung einer Explosion in einem Raum mit Explosionsgefahr zu verhindern, ist die Stromversorgung der elektrischen Geräte in bestimmten Räumen an die Wasserstoffdetektion gekoppelt. Bei dieser Kopplung wird ein erschwerender Faktor berücksichtigt.

Es wurden Analysen zur Berücksichtigung des erschwerenden Faktors in den verschiedenen Regelkreisen durchgeführt: Sie kommen alle zu dem Schluss, dass die Detektion (das unzuverlässigste Element des Regelkreises) verstärkt werden muss, weshalb sie doppelt ausgeführt wird („WENRA-Erschwerungsfaktor für die Wasserstoffdetektion“ PNPP1926 Abschnitt C).

Die Erkennung von Unterdruck in den Lüftungsanlagen der Batterieräume wird ebenfalls im Rahmen der Berücksichtigung eines erschwerenden Faktors durch den Einbau eines Wasserstoffdetektors in diesen Räumen ergänzt („Einbau von Wasserstoffdetektoren in den Batterieräumen“ – PNPP1926 Teil B).

Die zur Berücksichtigung des erschwerenden Faktors durchgeführten Studien ermöglichen es, die von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassene Vorschrift [AGR-G-II] zu erfüllen, die verlangt, *dass* EDF spätestens bis zum 31. Dezember 2022 *„unabhängig von ihrer Zuverlässigkeit die Explosionsschutzmaßnahmen identifiziert, deren Ausfall zu einer erheblichen Erhöhung des Risikos einer Kernschmelze oder zum Verlust der redundanten Wasserzufuhrsysteme oder der Kühlsysteme für das Brennelementlagerbecken führt*“ und *„die Maßnahmen zur Verringerung des Ausfallrisikos dieser Maßnahmen, die mit diesen Maßnahmen verbundenen Betriebsanforderungen sowie den entsprechenden Zeitplan* festlegt.
“.

Diese Untersuchungen führten insbesondere zu folgenden Maßnahmen:

- die Einrichtung eines Warnsystems an sicherheitsrelevanten Türen (PNPE1337),
- die Einführung eines geeigneten Verhaltensleitfadens für den Fall, dass das Rückschlagventil für wasserstoffhaltige Abgase zum chemischen und volumetrischen Kontrollkreislauf (RCV) nicht verfügbar ist,
- die Aufnahme zusätzlicher Bestimmungen in die Wartungsprogramme und Betriebsanweisungen.

➢ **Berücksichtigung der Reaktionszeiten des Bedienpersonals**

Gemäß dem in Abschnitt § 2.2.1 beschriebenen allgemeinen Vorgehen besteht die Untersuchung darin, alle erforderlichen Maßnahmen des Bedienpersonals – sowohl im Kontrollraum als auch vor Ort – zum Schutz vor einer Aggression zu identifizieren und sicherzustellen, dass kein „*Klippen*-Effekt“ auftritt, wenn eine Verlängerung der Reaktionszeit des Bedienpersonals zur Durchführung dieser Maßnahmen berücksichtigt wird.

Der einzige Fall, der eine Maßnahme eines Bedieners erfordert, ist der Ausfall der Belüftung oder die Erkennung von Wasserstoff in einem Batterieraum, was die Überwachung der Wasserstoffkonzentration vor Ort sowie das Öffnen etwaiger Zwischenklappen und der Raumtür zur Folge hat. Die Maßnahme des Bedieners erfolgt deutlich vor Erreichen der UEG, sodass keine Gefahr der Bildung einer zündfähigen Wolke besteht. Es sind daher keine zusätzlichen Vorkehrungen erforderlich.

Darüber hinaus werden im Rahmen des 4. RP 900 Übungen zum Thema „Interne Explosion“ für das Einsatzpersonal in den Kernkraftwerken durchgeführt, um die ordnungsgemäße Umsetzung der in der Demonstration zur Beherrschung des Explosionsrisikos hervorgehobenen Gegenmaßnahmen zu bewerten.

Außerhalb des Reaktorbereichs

Die Untersuchungen dienen dazu, sicherzustellen, dass die ausgewählten Wasserstoffleck-Szenarien unter Kontrolle sind und dass die Restauswirkungen einer Explosion in Bezug auf die sicherheitsrelevanten Ziele akzeptabel sind.

Außerhalb des Reaktorblocks bestehen die Hauptexplosionsrisiken im Maschinenraum, in den Technikstollen, in den Kabelkanälen, auf den Gaslagern und an der Schnellentleerungsstation des Generators. Dieser Ansatz wird durch Sicherheitsfolgenanalysen ergänzt, bei denen die Kombinationen Blitzschlag/Explosion, durch starken Wind erzeugte Projektile/Explosion sowie ein erschwerender Faktor bei

den Studien zum Risiko einer internen Explosion außerhalb des Kernkraftwerksbereichs. Die Berücksichtigung der Sensitivität gegenüber den Reaktionszeiten des Bedieners ist irrelevant, da im Nachweis keine Maßnahmen des Bedieners bewertet werden.

Das mit dem Transport gefährlicher Güter verbundene Explosionsrisiko wird ebenfalls in Abschnitt 2.2.1.15 „Beherrschung des industriellen Risikos“ berücksichtigt.

Die Zusammenfassung dieser Risikoanalysen wird in den folgenden Abschnitten beschrieben.

➢ **Anwendung der Methodik zum Schutz vor dem Risiko einer internen Explosion**

Analyse des Risikos einer Wasserstoffexplosion im Maschinenraum:

Wie beim Reaktorblock können zwei Arten von Einwirkungen zu einem vollständigen Bruch der Rohrleitungen im Maschinenraum führen: die RTHE und ein Erdbeben. Ein Brand wurde standardmäßig und aus Vorsichtsgründen als potenzieller Auslöser für die mit Wasserstoff gefüllten Leitungen betrachtet (ein Brand, der eine mit Wasserstoff gefüllte Rohrleitung angreift und ein Leck verursacht, entzündet den Wasserstoff sofort und erzeugt eine Flammenstrahl, der im Rahmen der Brandbetrachtung behandelt wird). Die fehlerhafte Demontage von Baugruppen wurde ebenfalls als potenzieller Auslöser identifiziert.

Das Umhüllungsszenario wäre die vollständige Entleerung des im Generator enthaltenen Wasserstoffs infolge eines Bruchs der Ölrücklaufleitung im GHE-Kreislauf. Unter diesen Bedingungen können zwei Explosionen unterschiedlicher Art auftreten:

- die Explosion des Wasserstoffstrahls: Die entstehenden Überdrücke würden zwar zum Abreißen der Verkleidung führen, wären jedoch nicht so stark, dass sie die Stabilität des Maschinenraums gefährden würden,
- die Explosion einer Wasserstoffwolke: Die dabei entstehenden Überdrücke würden zwar dazu führen, dass die Verkleidung im oberen Teil des Bauwerks weggeschleudert wird, wären jedoch nicht stark genug, um die Wände des Maschinenraums zu beschädigen.

Diese beiden Explosionen sind nicht geeignet, die Erfüllung der Sicherheitsfunktionen zu beeinträchtigen.

Somit erfüllt die Auslegung der Maschinenräume der CPY-Ebene den aktuellen Sicherheitsanforderungen der Anlagen.

Analyse des Risikos einer Wasserstoffexplosion in den technischen Stollen:

Eine Explosion in den technischen Stollen würde erhebliche Überdruckwerte erzeugen (sog. Kanoneneffekt). Aus diesem Grund wurden im Rahmen des 3. RP 900 Änderungen vorgenommen, um Wasserstofflecks zu verhindern, wobei die verschiedenen potenziellen Gefahrenquellen für die Wasserstoffrohrleitungen in den Stollen (Erdbeben, Erdbebenereignis und RTHE) berücksichtigt wurden:

- die Verlegung der Wasserstoffleitungen, um sie vor dem Risiko von Erdbeben und Erdbebenereignissen zu schützen, sowie die Verstärkung der Halterungen, um ihre Erdbebensicherheit zu gewährleisten,
- die Anbringung von Peitschenschlagschutzrahmen an den Hochenergie-Rohrleitungen (THE) zum Schutz vor dem RTHE-Risiko.

Auf diese Weise wird das Risiko einer Wasserstoffexplosion in den technischen Stollen beseitigt. Die Auslegung der technischen Stollen der 900-MWe-Stufe erfüllt die Sicherheitsanforderungen im aktuellen Zustand der Anlagen.

Analyse des Risikos einer Wasserstoffexplosion an den Schnellentleerungsstationen der Generatoren

Zu den Einwirkungsfaktoren, die die Integrität der Wasserstoffrohrleitungen der Schnellentleerungsstationen des Generators beeinträchtigen könnten, gehören für die Baureihe CPY:

- Erdbeben,
- ein Brand,

- durch starken Wind verursachte Projektile (PGGV),
- Blitzschlag.

Infolge einer der zuvor genannten Einwirkungen wird als Szenario das Entweichen des gesamten im Generator enthaltenen Wasserstoffs durch den Bruch einer oder mehrerer Wasserstoffleitungen der Station angenommen. Das befürchtete Phänomen ist somit eine Explosion im Strahl: Es wird von einer verzögerten Entzündung des Wasserstoffstrahls ausgegangen, die eine Explosion im Strahl und die Ausbreitung einer Überdruckwelle zur Folge hat.

An den Standorten der CPY-Stufe befindet sich kein Sicherheitsziel in einem Umkreis von weniger als 25 m um die Schnellentleerungsstationen des Generators. Eine Wasserstoffexplosion im Bereich der Schnellentleerungsstationen des Generators hat keine Auswirkungen auf die Sicherheit.

Analyse des Risikos einer Wasserstoffexplosion in den Rinnen (CP1-Stufe)

Für die Standorte der Stufe CP1 werden das Szenario und die Folgen einer Explosion in den Kanälen durch das im Rahmen der Untersuchung des Wasserstoffexplosionsrisikos in den Gasparks analysierte REU-Szenario (Risiko einer einzelnen Explosion) abgedeckt (siehe nachfolgenden Absatz).

Diese Kanäle sind somit in den Untersuchungsumfang der Studie „Gaspark“ einbezogen.

Analyse des Wasserstoffexplosionsrisikos an den Gasparks

Die Ergebnisse dieser Untersuchungen werden im Abschnitt zu den blockbezogenen Besonderheiten vorgestellt, da sie standortabhängig sind.

Analyse des Explosionsrisikos infolge eines Blitzeinschlags (Kombination Blitzschlag/Explosion)

Die bei der Auslegung für den Maschinenraum, den Gaspark sowie für die Stollen und Kanäle festgelegten Anforderungen schließen Blitzschlag als potenzielle Gefahrenquelle für die Wasserstoffrohrleitungen aus.

Daher sind im 4. RP 900 für Gebäude außerhalb des Kernkraftwerksgeländes keine Änderungen im Zusammenhang mit der Berücksichtigung des Kombinationsrisikos Blitzschlag/Explosion in den Studien vorzusehen.

Risikoanalyse im Zusammenhang mit dem internen Transport gefährlicher Güter (ausgenommen radioaktive Stoffe)

Es wurde eine spezifische Analyse hinsichtlich der Risiken „*Explo*sion“, „Brand“ und „*Freisetzung gefährlicher (giftiger)* Stoffe“ durch einen Lkw durchgeführt, der Gefahrgut transportiert. Das Thema des Transports von Gefahrgut wird in Abschnitt 2.2.1.15
„Beherrschung industrieller Risiken“.

➢ **Untersuchungen zur Berücksichtigung eines erschwerenden Faktors in den Studien**

Die von dieser Analyse betroffenen Gebäude und Bauwerke des konventionellen Blocks sind:

- der Maschinenraum,
- die Technikgalerien (CPY),
- die Schnellentleerungsstation des Generators,
- die Kabelkanäle (CP1),
- die Gaslager.

Im Maschinenraum, in den Kabelkanälen und an der Schnellentleerungsstation des Generators sind keine Maßnahmen erforderlich, um die Folgen einer Explosion infolge eines Erdbebens, eines Brandes oder eines RTHE zu verhindern oder sich davor zu schützen. Dementsprechend wird gemäß dem gewählten Ansatz zur Anwendung eines Erschwernisfaktors in den Studien kein Erschwernisfaktor berücksichtigt.

In den Technikstollen und im Bereich der Gaslager sind die zur Berücksichtigung des Explosionsrisikos vorgesehenen Maßnahmen passive Maßnahmen.

Die Anwendung eines Erhöhungsfaktors hat somit keine Auswirkungen auf die Sicherheit. Daher sind für den 4. RP 900 bei Gebäuden außerhalb des Kernkraftwerksgeländes keine Änderungen im Zusammenhang mit der Berücksichtigung des Erhöhungsfaktors in den Studien *zur „internen* Explosion“ erforderlich.

❖ **Fazit**

Im Rahmen des 4. RP 900 wurden wesentliche Weiterentwicklungen beim Sicherheitsnachweis vorgenommen. Insbesondere ermöglichte die Durchführung detaillierter und umfassender Studien eine physikalische Charakterisierung der Auswirkungen von Explosionen auf die Anlagen und damit eine quantitative Begründung der Annahmen, die für die Analysen der funktionalen Folgen zugrunde gelegt wurden.

Darüber hinaus führen die durchgeführten Studien unter Berücksichtigung der WENRA-Referenzwerte und insbesondere des Verschärfungsfaktors zu Ergänzungen des Sicherheitsnachweises und zur Umsetzung zusätzlicher Maßnahmen.

Für die Gebäude des „*Kernkraftwerkskomplexes*“:

Diese Studien und die damit verbundenen Änderungen, die im Rahmen des 4. RP 900 umgesetzt wurden, ermöglichen es:

- das Risiko der Bildung einer explosionsfähigen Atmosphäre in den Räumen des BAN zu verringern,
- das Risiko eines Ausfalls der Belüftung in den Batterieräumen sowie das Risiko einer Wasserstoffansammlung zu verringern.

Im Rahmen der von der ASN erlassenen Vorschrift [AGR-G] werden angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 weitere Untersuchungen durchgeführt.

Für Gebäude „*außerhalb des Kernkraftwerksbereichs*“:

Die Untersuchung des Risikos einer internen Explosion ergab entweder, dass keine Auswirkungen auf die Sicherheit bestehen (im Fall des Maschinenraums, der Schnellentleerungsstation des Generators und der Abflussrinnen), oder dass dieses Risiko ausgeschlossen werden kann (im Fall der technischen Stollen).

Spezifischer Teil zu Block 2 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

- *Analyse des Risikos einer Wasserstoffexplosion in den Gaslagern*

Verschiedene Einwirkungen können die in den Gaslagern (SGZ und GNU) gelagerten Druckgasmengen beeinträchtigen: Erdbeben, durch starken Wind verursachte Geschosse, Brand und Bruch von Hochdruckrohrleitungen (RTHE). Blitzschlag wird als Auslöser einer Explosion in den Gaslagern berücksichtigt, ist jedoch durch das REU-Szenario abgedeckt.

Angesichts des Risikos einer Beschädigung mehrerer Wasserstoffflaschenrahmen und der damit verbundenen Folgen in Form von Überdruck und herumfliegenden Projektilen kommt die standortspezifische Explosionsrisikoanalyse zu dem Schluss, dass geeignete Schutzmaßnahmen getroffen werden müssen, wie zum Beispiel:

- Für die SGZ-Anlagen (PNPP1012):
  - Begrenzung der Folgen einer möglichen Explosion in den SGZ-Anlagen in Bezug auf Sicherheitsziele durch eine geeignete Standortwahl (Einhaltung der Sicherheitsabstände zu den Sicherheitszielen),

- Schutz der Gasspeicher vor bestimmten Einwirkungen (Brand außerhalb der Anlage, Erdbeben bei brennbaren Gasen, RTHE, durch starken Wind verursachte Projektile bei brennbaren Gasen, Blitzschlag, Flammenstrahl), um das Explosionsrisiko zu vermeiden,
- Reduzierung der Menge der am Standort gelagerten Gase.

- Für den Flüssigstickstofftank (PNPP1012):
  - Einhalten eines angemessenen Abstands, um das Risiko externer Einwirkungen durch die SGZ-Parks zu vermeiden,
  - Schutz des Flüssigstickstoffbehälters vor bestimmten Einwirkungen (Brand außerhalb der Anlage, Erdbeben, RTHE, durch starken Wind verursachte Projektile, Blitzschlag, Flammenstrahl), um das Risiko einer BLEVE (Boiling Liquid Expanding Vapor Explosion) zu verhindern.
- Für GNU-Gasanlagen (PNPP1012A):
  - Schutz der Gasspeicher vor bestimmten Einwirkungen (Brand außerhalb der Anlage, Erdbeben bei brennbaren Gasen, RTHE, durch starken Wind verursachte Projektile, Blitzschlag, Flammenstrahl), um das Explosionsrisiko zu verhindern,
  - Begrenzung der Folgen einer möglichen Explosion im GNU-Gasanlagenpark in Bezug auf Sicherheitsziele durch eine geeignete Standortwahl (Einhaltung der Sicherheitsabstände zu den Sicherheitszielen).

Bestandsaufnahme des

Zustands des Reaktorblocks

Änderungen:

- PNPE1118 „Erdbebensicherung des DVE-Systems in den „Batterieräumen“,
- PNPP1012 Band A „Risiken im Zusammenhang mit Gaslagern außerhalb von Gebäuden“,
- PNPP1709 „Austausch der SIERS-Ventile und Verriegelung der manuellen RPE-Ventile“,
- PNPP1926 Abschnitte A, B und C „Anwendung des WENRA-Schärfungsfaktors für die Wasserstoffdetektion – KRT-Regelung“,
- PNRL1924 „Erdung der DVN-Kanäle für die Belüftung der Jodräume“,

wurden im Reaktorblock Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderungen:

- PNPE1337 „Alarm zur Aufrechterhaltung des geschlossenen Zustands von Brandschutztüren“,
- PNPE1338 „Verhinderung des Lufteintritts in das Abgasbehandlungssystem – Ansteuerung der TEP-Absperrung durch den Sauerstoffmesser TEG“,
- PNPE1445 „Schutz von zwei RRI-Leitungen (Zwischenkühlung) vor dem Öffnen einer Tür infolge einer möglichen Explosion und Einbau eines Schutzrahmens gegen Peitschenwirkung“,
- PNPP1945 „Erdung der DVN-Kanäle für die Belüftung der Jodräume“,
- PNRS1024 „Einbau einer Anschlussmanschette am SGZ (Gasspeicher)“,

werden im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4. RP 900 am Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt.

Die Änderung PNPE1258 außerhalb von Band J „Einbau der ASG-ND-Vorrichtung und der festen Nachspeiseleitung für das BK-Becken durch SEG“ wird am Block 2 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration spätestens in Phase B des 4. RP 900 vorgesehen ist.

Die Änderung PNPP1714 „Wasserquelle für die Nachspeisung des harten Kerns“ wird im Block 2 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration spätestens im Dezember 2024 erfolgen soll. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung im Hinblick auf ihre Berücksichtigung in den Kumulierungsstudien des MDTE werden spätestens bei VD4 + 2 Jahre berücksichtigt.

2.2.1.3 Wasserschäden im Innenbereich, Defekte an Rohrleitungen sowie an Behältern, Pumpen oder Hochdruckventilen

Allgemeiner Teil: Lager

❖ **Hintergrund und Gegenstand der Studien**

Anlässlich des 4. RP 900 hat EDF seinen Sicherheitsnachweis für die Einwirkgrößen *„Interne* Überflutung“ und „Rohrleitungsausfälle“ weiterentwickelt, um insbesondere die WENRA-Referenzwerte zu berücksichtigen (Berücksichtigung eines erschwerenden Faktors, Durchführung einer Sensitivitätsanalyse hinsichtlich der Verlängerung der Reaktionszeiten des Bedienpersonals). Die Studien zu den Referenzszenarien *„Interne* Überflutung“ und „*Rohrleitungsausfälle*“ wurden weiterentwickelt, wobei Bedienerreaktionszeiten berücksichtigt wurden, die denen der Unfallstudien entsprechen. Die Untersuchung der durch Peitschenbewegung verursachten Überflutung im Falle eines RTHE wurde ebenfalls weiterentwickelt, wobei der durch Peitschenbewegung verursachte Ausfall der Rohrleitung berücksichtigt wurde, der hinsichtlich des Wasservolumens über eine konventionelle Abflussdauer von einer Stunde am gravierendsten ist.

Die Studien „*Interne Überflutung*“ und „*Rohrleitungsausfälle*“ haben folgende Ziele:

- Sicherzustellen, dass ein Störfall vom Typ *„Interne* Überflutung“ oder „Rohrleitungsversagen“ den Betrieb und die Aufrechterhaltung des sicheren Zustands des Reaktorblocks nicht verhindert. In der Praxis bedeutet dies, zu überprüfen, ob der Störfall kein Gemeinsames-Modus-Risiko für die Ausrüstung, die die Rückkehr und Aufrechterhaltung des Reaktorblocks in einen sicheren Zustand ermöglicht, sowie für deren unterstützende Systeme darstellt;
- zu überprüfen, ob eine Störung durch *„interne* Überflutung“ oder „*Rohrleitungsaus*fälle“ nicht zu einer Überschreitung der Grenzwerte für radioaktive Ableitungen außerhalb des Standorts führt. In der Praxis muss die Rückhaltung kontaminierter Flüssigkeiten innerhalb der Gebäude oder Anlagen jegliche Verschmutzung von Gewässern (Oberflächen- oder Grundwasser) verhindern.

Es wird eine Untersuchung zum gleichzeitigen Auslaufen von nicht erdbebensicheren Behältern außerhalb des Referenzrahmens für interne Überschwemmungen durchgeführt, um sicherzustellen, dass kein gemeinsamer Störfall vorliegt, der die Rückführung und Aufrechterhaltung des sicheren Betriebs des Reaktorblocks verhindert, und dass die Grenzwerte für radioaktive Freisetzungen außerhalb des Standorts nicht überschritten werden.

EDF berücksichtigt im Nachweis der nuklearen Sicherheit zudem das Risiko eines Ausfalls von Druckbehältern als interne Beanspruchung. Die Untersuchungen zum Ausfall von Behältern, Pumpen oder Ventilen ergänzen die Schutzmaßnahmen gegen Ausfälle von Rohrleitungen.

Die Studien zum *„Ausfall von Behältern, Pumpen oder* Ventilen“ haben folgende Ziele:

- Sicherzustellen, dass ein durch den Ausfall eines Behälters, einer Pumpe oder eines Ventils freigesetztes Projektil die Rückführung und Aufrechterhaltung des sicheren Zustands des Reaktorblocks nicht verhindert. In der Praxis bedeutet dies, zu überprüfen, dass die Beeinträchtigung nicht zu einem Gemeinsamsrisiko für die Anlagen führt, die die Rückführung und Aufrechterhaltung des Reaktors in einem sicheren Zustand ermöglichen, sowie für deren unterstützende Systeme;
- Zu überprüfen, dass ein durch den Ausfall eines Behälters, einer Pumpe oder eines Ventils freigesetztes Projektil nicht zu einer Überschreitung der Grenzwerte für radioaktive Freisetzungen außerhalb des Standorts führt. In der Praxis muss die Rückhaltung kontaminierter Flüssigkeiten innerhalb der Gebäude oder Bauwerke jegliche Verschmutzung von Gewässern (Oberflächen- oder Grundwasser) verhindern.

Ergänzend zu den Auswirkungen von Projektilen in den Räumlichkeiten, in denen sich die Anlagen befinden, vervollständigt EDF seinen Ansatz durch die Überprüfung der Widerstandsfähigkeit des Hochbaus gegenüber einer repräsentativen Stichprobe interner Projektile im Reaktorgebäude (BR), die bei der Auslegung berücksichtigt wurden. Für den 4. RP 900 wurde diese Stichprobe

um die Absperrventile der RIS-Akkumulatoren (in Übereinstimmung mit den für den EPR Flamanville 3 untersuchten Geschossen) im Inneren des BR sowie um drei Ventile außerhalb des BR ergänzt. Ziel ist es, sicherzustellen, dass die Betonwände durch diese Geschosse nicht durchschlagen werden.

❖ **Zusammenfassung der Untersuchungen**

➢ **Interne Überflutungen und Rohrleitungsausfälle**

Untersuchungen zu den Belastungsszenarien *„Interne Überflutung“* und *„Rohrleitungsversagen“*:

Die Methodik zur Durchführung der Untersuchungen zu den Belastungsfällen *„interne* Überflutung“ und „Rohrleitungsversagen“ ist sowohl für den Kernkraftwerksbereich als auch für den konventionellen Bereich der CPY-Generation anwendbar. Sie besteht darin:

- Ermittlung des ungünstigsten Wasservolumens. Es sei darauf hingewiesen, dass EDF anhand von Erfahrungswerten und den Schlussfolgerungen der verfügbaren experimentellen Studien zum RTHE-Peitschenphänomen begründet hat, dass die für die Studien zur internen Überflutung zugrunde gelegte Annahme eines einzigen, durch das Peitschen einer Hochenergie-Rohrleitung verursachten Ausfalls relevant ist;
- Ermittlung der Anlagenkomponenten, die durch interne Überflutung (Eintauchen und Bespritzung), durch Schwingungen, durch Strahleffekte und durch veränderte Umgebungsbedingungen im Falle eines RTHE außer Betrieb gesetzt werden;
- Durchführung von Funktionsanalysen zur Beurteilung der Akzeptanz von Geräteausfällen;
- Das Containment-Management analysieren.

  Was den Kernkraftwerksblock betrifft, haben die Untersuchungen das Vorhandensein möglicher gemeinsamer Ausfallmodi sowie potenzieller Ableitungen von Abwässern außerhalb der Gebäude oder in externe Rückhaltebecken aufgezeigt. Um diesen möglichen gemeinsamen Ausfallmodi und Ableitungen von Abwässern nach außen entgegenzuwirken, wurden folgende Änderungen festgelegt:

- Die Änderung „Eindämmung von Abwässern und Abdichtung von Durchführungen“ (PNPE1108 Band A) besteht darin, bestimmte Durchführungen abzudichten, um deren Dichtheit zu gewährleisten, und ermöglicht so die Eindämmung von Abwässern. Sie trägt somit zur Verhinderung und Begrenzung der Freisetzung radioaktiver Flüssigkeiten innerhalb der festgelegten Grenzwerte bei;
- Die Änderung „Austausch der Schaltschränke RPE/RRI – Schutz vor innerem Hochwasser“ (PNPE1032) besteht darin, bestimmte Schaltschränke durch Geräte mit einer höheren Schutzart (IP) zu ersetzen, wodurch trotz ihrer Besprühung der Schutz im Falle eines inneren Hochwassers gewährleistet wird.

Die Untersuchungen zum konventionellen Block haben gezeigt, dass bestimmte Trichter der Pumpstation abgedichtet, Öffnungen zwischen den Räumen der Pumpstation geschaffen oder Schwellen eingebaut werden müssen sowie die Schaltschränke vor Beschädigungen geschützt werden müssen (PNPE1144).

Sensitivitätsanalyse hinsichtlich der Reaktionszeiten des Betriebspersonals:

Durch die Berücksichtigung der von den WENRA-Referenzstufen empfohlenen Bedienerzeiten konnte überprüft werden, dass eine Verlängerung der Zeit bis zur Isolierung des Lecks keine wesentlichen Auswirkungen hinsichtlich des Wasservolumens oder der Funktionsanalyse hat und die Schlussfolgerungen der Studien zur Umsetzung des Referenzrahmens nicht in Frage stellt.

Berücksichtigung des erschwerenden Faktors:

Für die EDA (Ausrüstung zur Abwehr von Angriffen) wurde ein erschwerender Faktor berücksichtigt, wobei der ungünstigste Fall unter den Absperrvorrichtungen und Detektionsvorrichtungen zugrunde gelegt wurde.

Der erschwerende Faktor wurde bei den manuell betätigten Absperrventilen angesichts ihrer hohen Zuverlässigkeit nicht angewendet. Es wurde eine ergänzende Studie durchgeführt, um die sicherheitsrelevanten Absperrventile zu identifizieren. Im Anschluss an diese Studie,

Es wurde kein Ventil identifiziert, das ein Sicherheitsrisiko darstellt.

Ergänzend zu diesen Untersuchungen wurde ein Verfahren zur Analyse des Ausfallrisikos der statischen Anlagen aus den Untersuchungen zur internen Überflutung eingeführt. Darauf folgte eine Studie, mit der die sicherheitsrelevanten Entwässerungssysteme identifiziert wurden, für die im Betrieb Anforderungen gelten, die ihrem Sicherheitsrisiko angemessen sind.

Untersuchung der gleichzeitigen Überflutung von nicht erdbebensicheren Behältern:

Die Methodik zur Untersuchung des gleichzeitigen Überlaufs von nicht erdbebensicher ausgelegten Behältern ist wie folgt aufgebaut:

- Ermittlung aller nicht erdbebensicher ausgelegten Behälter, ihres Volumens sowie ihres Standorts;
- Ermittlung der Überschwemmungsquellenbereiche nach Behältergruppen;
- Für jedes Überschwemmungsgebiet Durchführung einer Untersuchung zur Ausbreitung und Verteilung des Wassers gemäß der Methodik, die für die Untersuchungen zu den Einwirkungsfällen „Rohrleitungsausfälle“ und *„Innenüberflutung“ angewandten Methodik*;
- Überprüfung, dass keine Interferenzbereiche zwischen allen Ausbreitungs- und Ausbreitungsphasen vorhanden sind;
- Durchführung von Funktionsanalysen in Bezug auf die identifizierten gemeinsamen Moden gemäß der Methodik, die für die Untersuchungen zu den Störfällen „Rohrleitungsausfälle“ und *„interne Überflutung*“ verwendet wurde. Dieser Schritt dient dem Sicherheitsziel der Ausweichsicherung und der Aufrechterhaltung des sicheren Zustands des Reaktorblocks;
- Überprüfung der Eindämmung des gesamten Abflussvolumens aus den nicht-seismischen Behältern in den Gebäuden. Dieser Schritt dient dem Ziel, die Grenzwerte für radioaktive Ableitungen außerhalb des Standorts nicht zu überschreiten.

Die funktionale Analyse gemeinsamer Ausfallmodi hat gezeigt, dass die Kumulierung von Funktionsausfällen infolge des gleichzeitigen Auslaufens der nicht-seismischen Behälter die Rückkehr und Aufrechterhaltung des sicheren Zustands des Reaktorblocks nicht gefährdet. Die Untersuchung hat jedoch ein Auslaufen von Abwasser aufgezeigt, das zu einer Ausbreitung außerhalb des BAN führen könnte. Band B der Änderung PNPE1108 ermöglicht es, das Volumen dieses Abwassers innerhalb des Gebäudes einzudämmen.

➢ **Ausfall von Behältern, Pumpen oder Ventilen**

Der gewählte Ansatz zur Behandlung des Risikos dieser Einwirkung besteht darin:

- Ermittlung der Anlagen, deren Ausfallrisiko untersucht werden muss;
- Analyse des Ausfalls der betroffenen Anlagen und seiner Folgen sowie gegebenenfalls Vorschlag von Lösungen.

Die Art der durchzuführenden Untersuchung hängt davon ab, ob es sich um Hochenergie- oder Mittelenergieanlagen handelt, sowie vom Qualitätsniveau der Konstruktion und Fertigung der betroffenen Anlagen.

Ausfall einer Pumpe:

Im Falle eines Pumpenausfalls lassen die Konstruktions- und Fertigungsmerkmale der Anlage den Schluss zu, dass der Ausstoß von Projektilen, der zu inakzeptablen Folgen führen könnte, ausgeschlossen ist.

Bei Kreiselpumpen besteht der größte Teil der gespeicherten Energie aus Rotationsenergie. Ausfälle können auf Defekte an rotierenden Bauteilen oder auf übermäßige Belastungen zurückzuführen sein. Diese Energie reicht jedoch nicht aus, um Projektile zu erzeugen, die inakzeptable Schäden verursachen könnten. Insbesondere bei Pumpenlaufrädern hat die Erfahrung der Pumpenhersteller gezeigt, dass ein von einem Laufrad erzeugtes Projektil das Pumpengehäuse nicht durchdringt.

Dies gilt auch für Kolbenpumpen, da diese nur über eine geringe Translationsenergie verfügen, sowie für Kompressoren und von Elektromotoren stammende Projektile, da deren Stator als Schutzgehäuse gegenüber einem möglichen Projektil dient.

Darüber hinaus sind Ventilatoren aufgrund der geringen gespeicherten Energie nicht dazu geeignet, mögliche Projektile zu erzeugen.

Ausfälle von Behältern oder Ventilen:

Der Ansatz unterscheidet zwischen Hochenergie- und Mittelenergie-Komponenten. Nur Hochenergie-Komponenten (d. h. solche, die ein Medium in flüssiger oder gasförmiger Phase mit einem Druck von mehr als 20 bar relativ und/oder einer Temperatur von mehr als 100 °C befördern) können im Falle eines Versagens durch Bruch interne Projektile erzeugen.

Wenn diese Hochenergie-Anlagen gemäß einer nuklearen Norm (RCC-M, ASME Section III oder gleichwertig) konstruiert und gefertigt sind, ist ein vollständiger mechanischer Versagenstyp in Form eines Bruchs ausgeschlossen.

Die Hochenergieanlagen, deren Ausfallfolgen untersucht werden, sind:

- Alle Ventile oder Rückschlagventile mit Ausnahme derjenigen, die sowohl als IPS klassifiziert als auch gemäß einer nukleartechnischen Norm ausgelegt sind;
- Behälter, die nicht als IPS oder IPS-NC klassifiziert sind.

Die Ergebnisse der Untersuchungen bestätigen die Robustheit der Anlagen gegenüber Projektilen, die durch den Ausfall von Hochenergie-Behältern und -Ventilen entstehen. Die Folgen einer potenziell durch den Ausfall von Ventilen und Behältern verursachten internen Überflutung werden im Rahmen der Untersuchungen *zur „internen Überflutung“* berücksichtigt.

Widerstandsfähigkeit der Bauwerksstruktur gegenüber Projektilen:

Die bei der Auslegung für die CPY-Stufe berücksichtigten internen Projektile entsprechen denen, die bei der Auslegung des EPR Flamanville 3 zugrunde gelegt wurden.

Die Ergebnisse der Studien belegen die Widerstandsfähigkeit der Bauwerksstruktur gegenüber Projektilen auf der CPY-Stufe. Es ist anzumerken, dass die Auslegung der Blöcke der CPY-Stufe darauf abzielte, eine gute Trennung der verschiedenen Sicherheitssysteme zu gewährleisten, was ein grundlegendes Element der Robustheit der Anlagen gegenüber Einwirkungen darstellt.

Empfindlichkeit gegenüber erschwerenden Faktoren und Bedienerfehlern (WENRA):

Diese Studien (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1) haben keine Auswirkungen auf dieses Thema, da:

- keine aktiven Anlagen am Schutz vor Ausfällen von Behältern, Pumpen oder Ventilen beteiligt sind (mit Ausnahme von induzierten Überschwemmungen);
- keine Bedienermaßnahmen zum Schutz vor Ausfällen von Behältern, Pumpen oder Ventilen erforderlich sind (mit Ausnahme induzierter Überschwemmungen).

❖ **Fazit**

➢ **Interne Überschwemmungen und Rohrleitungsausfälle**

Im Rahmen des 4. RP 900 wurden wesentliche Änderungen (insbesondere die Berücksichtigung der WENRA-Referenzwerte) vorgenommen, die zur Durchführung detaillierter Studien führten, mit denen die Sicherheitsziele erfüllt werden konnten.

Diese Studien und die damit verbundenen Änderungen, die im Rahmen des 4. RP 900 umgesetzt wurden, ermöglichen die Erfüllung der Sicherheitsanforderungen des Regelwerks zum Schutz vor den Risiken von Rohrleitungsausfällen und internen Überschwemmungen.

➢ **Ausfall von Behältern, Pumpen oder Ventilen**

Die im Rahmen des 4. RP 900 durchgeführten Studien ermöglichen es, die Sicherheitsanforderungen zum Schutz vor dem Risiko von Ausfällen von Behältern, Pumpen oder Ventilen zu erfüllen. Sie belegen insbesondere die Repräsentativität der Projektile, die im Rahmen des Sicherheitsnachweises für Reaktoren der neuesten Generation vom Typ EPR Flamanville 3 ausgestoßen und zurückgehalten werden können.

Spezifischer Teil zu Block 2 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands

des Blocks Die Änderungen:

- PNPE1108 Band A „Schutz vor interner Überflutung – Dichtheit der Durchführungen“,
- PNPE1032 „Austausch der Schaltschränke RPE/RRI – Schutz vor interner Überflutung“,
- PNPE1144 „Interne Überflutung – konventioneller Inselschutz“,

wurden am Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPE1108 Band B „Eindämmung von Abwässern und Abdichtung von Durchführungen“ wird im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4. RP 900 im Block 2 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt.

2.2.1.4 Externe Überflutung

Allgemeiner Teil – Lagerung

❖ **Hintergrund und Gegenstand der Untersuchungen**

Im Rahmen des 4. RP 900 überprüft EDF die Robustheit der Anlagen der Baureihe CPY gegenüber den im Leitfaden Nr. 13 der ASN beschriebenen Gefahren im Zusammenhang mit dem Schutz von kerntechnischen Anlagen vor externen Überschwemmungen.

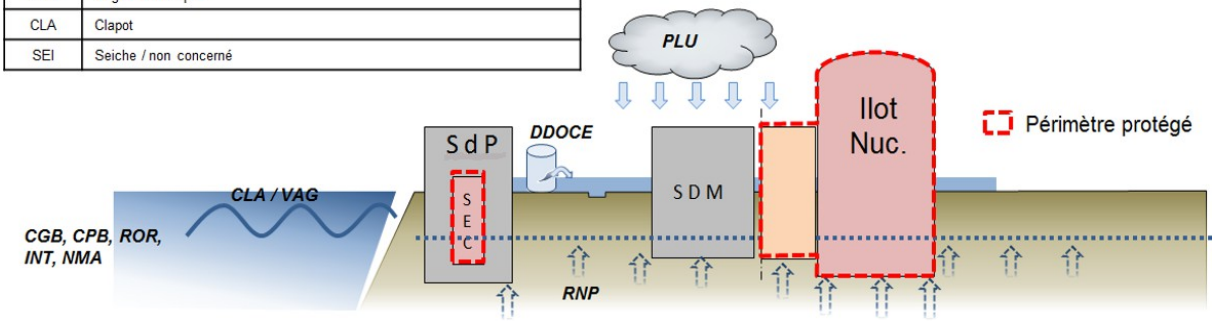
Ergänzend dazu hat EDF im Rahmen der Umsetzung der technischen Vorgaben der ASN aus dem Jahr 2012 auch die volumetrischen Schutzvorrichtungen analysiert.

❖ Zusammenfassung der Studien

➢ Neubewertung der Risiken im Zusammenhang mit dem Gefahrenfall „*Externe Überschwemmung*“ auf der Grundlage des Leitfadens Nr. 13 der ASN

Das nachstehende Schema zeigt die verschiedenen im ASN-Leitfaden Nr. 13 beschriebenen Hochwasserrisikoszenarien (SRI), die im Rahmen des 4. RP 900 für die CPY-Stufe untersucht werden.

PLU	Pluies locales
DDOCE	Dégradation ou dysfonctionnement d'ouvrages, de circuits ou d'équipement
RNP	Remontée de Nappe Phréatique
CPB	Crue sur Petit Bassin versant
INT	Intumescence – Dysfonctionnement d'ouvrage hydraulique
CGB	Crue sur Grand Bassin versant
ROR	Rupture d'un Ouvrage de Retenue
NMA	Niveau Marin
VAG	Vague océanique
CLA	Clapot
SEI	Seiche / non concerné



Je nach Standort auf der CPY-Ebene sind nicht alle davon relevant.

PLU: Verhalten des Regenwasserableitungsnetzes bei Starkregen; Abflussphänomene

Die Charakterisierung dieses Hochwasserrisikos weicht erheblich vom Referenzsystem *„REX Blayais“* ab. Insbesondere wechselt das Regenprofil von einer über die gesamte Regenperiode hinweg konstanten Intensität zu einer variablen Intensität mit einer Intensitätsspitze, was einem realen Regenereignis entspricht.

Die Berücksichtigung der Empfehlungen des ASN-Leitfadens Nr. 13 führt zu einem Anstieg der Abflussmengen aus dem Regenwasserableitungsnetz.

Es ist anzumerken, dass EDF im Rahmen der Umsetzung der technischen Vorgaben der ASN nach dem Unfall von Fukushima an allen Standorten Studien zu Niederschlägen und zum Bruch von Behältern infolge eines Erdbebens durchgeführt hat.

In diesem Zusammenhang sind daher Schutzvorrichtungen vorgesehen, die bereits vor dem 4. RP 900 (PNPP1675) installiert wurden. Diese Maßnahmen bestehen darin, die Zugänge zu den Räumen, in denen sich die für den Rückzug und die Aufrechterhaltung eines sicheren Zustands erforderlichen Ausrüstungen befinden, zu schützen, indem ihre Höhe durch Schwellen oder Spundwände erhöht wird, die mit kleinen Stahlbetonmauern kombiniert sind, um die Kontinuität mit der Außenwand des zu schützenden Gebäudes zu gewährleisten. Etwaige Durchführungen (Rohr- oder Kabeldurchführungen) im unteren Bereich der Gebäude sind abgedichtet.

Somit tragen diese Schutzmaßnahmen zum Schutz der Standorte vor den Folgen der Änderungen der Charakterisierung bei, die sich aus den Empfehlungen des ASN-Leitfadens Nr. 13 für SRI PLU und DDOCE ergeben (siehe unten). Weitere Maßnahmen (Behandlung von Bypässen, besondere Betriebsvorschriften…) können den Schutz des Kernkraftwerks gegenüber der SRI PLU ergänzen (siehe Abschnitt „Besonderheiten des Blocks“).

DDOCE: Beschädigung oder Funktionsstörung von Bauwerken, Rohrleitungen oder Anlagen, die sich auf Gebäude auswirken, in denen sicherheitsrelevante Anlagen (EIP) untergebracht sind

Diese SRI weist im Vergleich zum Referenzrahmen *„REX Blayais“* mehrere Änderungen auf. Insbesondere sind bei den zu berücksichtigenden Annahmen zur Befüllung von nicht erdbebensicheren Behältern fortan eine Befüllung bis zur maximalen Nutzkapazität zu berücksichtigen.

Ebenso sind die Annahmen bezüglich Rohrbrüchen ungünstiger als die im Rahmen des *„REX Blayais“* zugrunde gelegten. Daher sind im Vergleich zu den im Rahmen des *„REX Blayais“* durchgeführten Studien zusätzliche Austritte zu erwarten. Die im Rahmen der SRI DDOCE erreichte Wasserhöhe ist daher höher als bei der vorherigen Überprüfung.

Wie bereits für die SRI PLU dargelegt, tragen Schutzmaßnahmen, die den technischen Vorgaben der ASN nach Fukushima entsprechen, zum Schutz der Standorte vor den Folgen der durch die Empfehlungen des ASN-Leitfadens Nr. 13 für die SRI PLU und DDOCE bedingten Änderungen der Charakterisierung bei. Weitere Maßnahmen (Wassererkennungssystem usw.) können den Schutz des Kernkraftwerks im Hinblick auf die SRI DDOCE ergänzen.

RNP: Anstieg des Grundwasserspiegels

Der ASN-Leitfaden Nr. 13 führt zu keiner wesentlichen Änderung hinsichtlich der Methode zur Charakterisierung des mit diesem SRI verbundenen Referenzpegels.

CPB: Hochwasser in Einzugsgebieten mit einer Fläche zwischen 10 und 5.000 km^2 Nur der Standort Tricastin

ist von dieser SRI betroffen (Vorhandensein der Gaffière in der Nähe des Kernkraftwerks).

INT: Plötzliche, vorübergehende und lokal begrenzte Schwankung des Wasserstands in der Nähe des Kernkraftwerks aufgrund einer Störung an einem Wasserbauwerk oder des Ausfalls der Umwälzpumpen in einer Pumpstation

Der ASN-Leitfaden Nr. 13 empfiehlt, dieses SRI unter Berücksichtigung der Ausgangsbedingungen für Wasserstand und Durchfluss zu untersuchen, die zu der ungünstigsten Quellung führen. Der Ausgangswasserstand berücksichtigt keine Situation, die seltener auftritt als die SRI bei Hochwasser oder Meeresspiegel.

CGB: Hochwasser in Einzugsgebieten mit einer Fläche von mehr als 5.000 km^2

Die Charakterisierung dieser SRI weicht geringfügig vom Referenzsystem *„REX* Blayais“ ab, was die Berücksichtigung der aus den hydraulischen Modellierungen resultierenden Unsicherheiten im Referenzwert betrifft.

ROR: Ausbreitung der Bruchwelle eines Staudamms

Diese SRI bringt im Vergleich zu den im Rahmen des *„REX Blayais“* durchgeführten Studien wesentliche Neuerungen mit sich. Tatsächlich ähnelt die Methodik derjenigen, die für die von den Behörden durchgeführten Studien zu den PPI (Plans Particuliers d’Intervention) gewählt wurde.

NMA: Meeresspiegel

Die zur Berechnung der Meeresspiegel angewandte Methodik, die den Empfehlungen des ASN-Leitfadens Nr. 13 folgt, unterscheidet sich von der des „REX Blayais“.

Für Standorte an der Küste werden die Ergebnisse der Studien dieser SRI und die sich daraus ergebenden möglichen Änderungen im Abschnitt „*Besonderheiten des* Blocks“ dargestellt, da sie standortabhängig sind.

VAG: Meereswellen und Wellengang

Der ASN-Leitfaden Nr. 13 führt zu keiner wesentlichen Änderung hinsichtlich der Methode zur Charakterisierung des

Referenzpegel im Zusammenhang mit dieser SRI. Es ist jedoch zu beachten, dass die Auswirkungen dieser SRI stark vom gewählten Meeresspiegel abhängen (da sich Dünung und Wellengang auf den NMA-Pegel ausbreiten).

Für Standorte an der Küste werden die Ergebnisse der Untersuchungen zu dieser SRI und die sich daraus ergebenden möglichen Änderungen im Abschnitt „*Besonderheiten des* Abschnitts“ dargestellt, da sie standortabhängig sind.

CLA: Wellengang – Flussstandorte

Der ASN-Leitfaden Nr. 13 führt zu keiner wesentlichen Änderung hinsichtlich der Methode zur Charakterisierung des mit dieser SRI verbundenen Referenzniveaus.

Die Ergebnisse der Untersuchungen zu diesen SRI und die sich daraus möglicherweise ergebenden Änderungen werden im Abschnitt über die blockbezogenen Studien dargestellt, da sie standortabhängig sind.

SEI: Seiche

Der ASN-Leitfaden Nr. 13 führt die Definition dieses Risikos ein. Das Risiko des Auftretens einer Seiche wird auf der Grundlage der verfügbaren Erfahrungswerte untersucht. Wird bei Küstenanlagen (Hafenbecken, Wasserentnahme- oder -ableitungskanäle) ein Risiko für das Auftreten einer Seiche festgestellt, wird dieses Phänomen bei der Berechnung des Referenzmeerspiegels berücksichtigt. Bislang wurde dieses Risiko im Rahmen der Erfahrungsauswertung (REX) nicht festgestellt.

➢ **Verhalten des volumetrischen Schutzes**

Im Rahmen des 4. RP 900 besteht das Ziel darin, zu überprüfen, dass differentielle Setzungen keine Auswirkungen auf die Waterstop-Dichtungsstreifen haben, und nachzuweisen, dass eine erdbebenbedingte Überflutung durch das Grundwasser keine Auswirkungen auf die Sicherheit der Fugenabdichtungen des volumetrischen Schutzes hat. Die Untersuchungen belegen die Unversehrtheit der durch unterschiedliche Setzungen beanspruchten Fugen an den Grenzen des volumetrischen Schutzes an den Standorten des CPY-Plateaus.

Ergänzend dazu hat EDF ein Untersuchungskonzept für beide Systeme (Waterstop-Bänder und Dichtungen vom Typ Dichtungsmasse) definiert, mit dem ein erdbebenbedingtes Überschwemmungsrisiko durch Wassersäulen verhindert werden kann, die durch den bei einem Erdbeben der Stufe SMS angenommenen Grundwasserspiegel entstehen. Diese Untersuchungen belegen die Unversehrtheit der Fugen an den Grenzen des volumetrischen Schutzes unter Erdbebenbelastung.

Es wurde eine generische Studie zur Wasserdichtigkeit von Fugendichtungsmassen nach einem Erdbeben durchgeführt, um die Ergebnisse der Laborversuche auf die verschiedenen in Kernkraftwerken verwendeten Dichtungsmassen zu übertragen. Diese Studie hat gezeigt, dass die Dichtungsleistung von *„Vollmass“-Elastomeren* und von Elastomeren, deren Dicke durch einen Fugenboden begrenzt ist, vor und nach seismischen Beanspruchungen ähnlich ist.

➢ **Schärfungsfaktor und Empfindlichkeit gegenüber der Bedienungszeit (WENRA)**

Die Analyse bezüglich des Aggravierungsfaktors und der Empfindlichkeit gegenüber der Reaktionszeit des Bedienpersonals wird im Abschnitt „Besonderheiten des Blocks“ vorgestellt.

Block-spezifischer Abschnitt 2 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

- *SRI PLU und DDOCE*

Block 2 des Kernkraftwerks Blayais ist hinsichtlich dieser SRI geschützt durch:

- die bestehenden Maßnahmen, die im Rahmen der Umsetzung der technischen Vorgaben der ASN nach dem Unfall von Fukushima eingeführt wurden, insbesondere die Änderung „Schutz vor externen Überschwemmungen durch direktes Überfluten der Plattform“ (PNPP1675) sowie durch Maßnahmen, die bereits in den

vorangegangenen Studien bereits berücksichtigt wurden;

- Die Betriebsvorschrift, die das Abschalten der Kondensator-Wasserumwälzpumpen (CRF) im Falle eines CRF-Bruchs im Maschinenraum bei Erkennung einer Wasserwelle im Kondensatorbecken (PNPE1335) vorsieht und im Rahmen der SRI DDOCE berücksichtigt wurde.
- Die Änderungen „Maßnahmen an den Bypässen des volumetrischen Schutzes in Blayais“ (PNRL1846) und „Beseitigung der Bypässe des volumetrischen Schutzes in Blayais“ (PNRL1927), die im Rahmen der SRI PLU umgesetzt werden. Sie zielen darauf ab, das Risiko von Bypässen des volumetrischen Schutzes im Falle von „Regenfällen“ zu beseitigen. Die umgesetzte Lösung besteht darin, Rohrleitungen oder Trichter, bei denen das Risiko eines Bypasses besteht, umzuleiten bzw. zu verstärken.

- *SRI RNP*

Diese SRI hat keinerlei Auswirkungen auf den Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais. Der Standort ist im Hinblick auf diese SRI durch den bestehenden volumetrischen Schutz gesichert, dessen Maßnahmen bereits in früheren Studien bewertet wurden.

- *SRI INT, VAG und NMA*

Der Standort Blayais an der Gironde-Mündung gilt als Standort am Meer. Daher ist er von diesen SRI betroffen und wird durch den peripheren Schutz vor ihnen geschützt. Die Änderungen PNPP1944 für den Teil der Deiche in den Marschgebieten und PNPE1280 für den Teil an der Gironde-Mündung ermöglichen es, die Anforderungen des ASN-Leitfadens Nr. 13 zu erfüllen. Die Risiken eines Bypasses des peripheren Schutzes werden ebenfalls im Rahmen der Änderungen PNPP1944 und PNPE1213 behandelt.

- *SRI, CGB, ROR und CLA*

Da sich der Standort Blayais an der Gironde-Mündung befindet, unterliegt er zwar einem fluvialen Einfluss, doch überwiegt der maritime Einfluss. Die Auswirkungen der hier betrachteten SRI sind geringer als die der SRI NMA und VAG.

Daher ist der Standort Blayais von diesen SRI nicht betroffen.

- *Erschwerender Faktor und Empfindlichkeit gegenüber der Reaktorbedienungszeit (WENRA)*

Die Berücksichtigung eines erschwerenden Faktors und der Empfindlichkeit gegenüber der Reaktionszeit des Bedienpersonals hat keine Auswirkungen auf die Anlage. Denn:

- Bei den in den Studien zur externen Überflutung berücksichtigten Einrichtungen zum Schutz vor Einwirkungen handelt es sich entweder um passive, nicht statische, vollständig mechanische Einrichtungen, die für ihre hohe Zuverlässigkeit bekannt sind, oder um mechanische Einrichtungen, die beim Eintreten dieser SRI (vorhersehbare Einwirkung) nicht betätigt werden müssen, oder um redundante aktive Einrichtungen.
- Die in den Studien zur externen Überflutung berücksichtigten Maßnahmen des Bedienpersonals sind ausschließlich vorbeugende Maßnahmen vor dem Eintreten der Einwirkung.

❖ **Fazit**

Die Studien im Zusammenhang mit der externen Hochwasserbelastung wurden gemäß dem ASN-Leitfaden Nr. 13, der die Berücksichtigung neuer Szenarien im Zusammenhang mit der externen Hochwasserbelastung ermöglicht, für das Kernkraftwerk Blayais durchgeführt. Der so verfolgte Ansatz sowie die identifizierten und umgesetzten materiellen und organisatorischen Maßnahmen gewährleisten die Robustheit des Blocks Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais gegenüber einer externen Überschwemmung.

Ergänzend dazu hat EDF im Rahmen der Umsetzung der technischen Vorgaben der ASN aus dem Jahr 2012 auch die volumetrischen Schutzvorrichtungen analysiert. Die durchgeführten Untersuchungen haben gezeigt, dass unterschiedliche Setzungen keine Auswirkungen auf die Waterstop-Streifen haben und dass eine durch das Grundwasser verursachte seismisch bedingte Überschwemmung keine Auswirkungen auf die Fugenabdichtungen des volumetrischen Schutzes hat.

Zusammenfassung des Zustands

des Blocks Änderungen:

- PNPE1335 „Robustheit der automatischen Abschaltung des CRF gegenüber einer erdbebenbedingten Überflutung“,
- PNRL1846 „Beseitigung von Bypass-Risiken beim volumetrischen Schutz“,
- PNPP1944 „Erhöhung des peripheren Schutzes gegen externe Überschwemmungen im Blayais“,
- PNPP1675 „Schutzmaßnahmen gegen extreme Überschwemmungen durch direktes Überlaufen auf die Plattform“,
- PNPE1213 „Abdichtung der Antriebswelle der Filtertrommel“,

wurden am Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderungen:

- PNRL1927 „Beseitigung der Risiken durch den Bypass des volumetrischen Schutzes“,
- PNPE1280 „Erhöhung der Wellenbrecherwand“,

werden am Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen eines spezifischen Zeitplans umgesetzt, wobei die Integration spätestens im Dezember 2027 vorgesehen ist.

2.2.1.5 Erdbeben

Allgemeiner Teil – Reaktorblock

❖ **Hintergrund und Gegenstand der Studien**

Die Berücksichtigung der seismischen Belastung bei der Auslegung der Anlagenkomponenten gewährleistet, dass die Sicherheitsfunktionen im Falle eines Erdbebens aufrechterhalten bleiben.

Das 4. RP 900 berücksichtigt die Neubewertung des Gefahrenniveaus durch die Anwendung der RFS 2001-01 auf der Grundlage der neuesten wissenschaftlichen Erkenntnisse. Liegt das SMS-Niveau des Standorts deutlich über dem zuletzt begründeten Niveau, wird eine seismische Neubewertung der für das Erdbeben berechneten EIPS durchgeführt. Die generischen Entwicklungen in Bezug auf alle Einwirkungen (vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1) werden ebenfalls berücksichtigt.

Der Erdbebenschutz des in Betrieb befindlichen Kraftwerksparks stützt sich auf verschiedene Konzepte:

- das historisch wahrscheinlichste Erdbeben (SMHV),
- das erhöhte Sicherheitsbeben (SMS),
- das Bemessungsspektrum (SDD).

Das SMS (Séisme Majoré de Sûreté) wird durch eine grundlegende Sicherheitsregel (RFS) definiert. Es wird ausgehend vom stärksten historischen Erdbeben, dem historisch wahrscheinlichsten Erdbeben (SMHV) in der Region, unter Berücksichtigung zweier erheblicher Aufschläge festgelegt:

- die Lage des Epizentrums, die hinsichtlich ihrer Auswirkungen (in Bezug auf die Intensität) auf den Standort am ungünstigsten ist, dabei aber mit den geologischen und seismologischen Daten vereinbar bleibt,
- die epizentrale Intensität wird um 1 erhöht.

Das Auslegungsspektrum (SDD) ist das Erdbebenniveau, für das EDF die Gebäude und Anlagen des Kernkraftwerkskomplexes auslegt. Es wird durch ein Breitbandspektrum dargestellt, unabhängig von konkreten historischen Ereignissen. Das SDD ist ein „Stufen“-Konzept und umfasst somit das SMS jedes Standorts bereits in der Planungsphase.

Alle 10 Jahre werden die Kernkraftwerke einer regelmäßigen Überprüfung unterzogen, bei der die neuesten Erkenntnisse insbesondere hinsichtlich der Erdbebengefährdung berücksichtigt werden, sei es in Bezug auf die seismotektonische Einteilung oder auf die Merkmale historischer Erdbeben. Dies kann dann zu einer Abwärts- oder Aufwärtskorrektur der SMHV- und SMS-Spektren eines Standorts führen und in diesem Fall Verstärkungsmaßnahmen nach sich ziehen.

Der 4. RP 900 zum Thema Erdbeben berücksichtigt:

- der neuen Erkenntnisse bei der Definition der an den Standorten zu berücksichtigenden seismischen Bewegungen in Übereinstimmung mit der RFS 2001-01,
- der Weiterentwicklung von Berechnungs- und Modellierungsmethoden,
- der Erkenntnisse aus den internationalen Erfahrungen mit Erdbeben (Kashiwazaki-Kariwa 2007).

Es sei darauf hingewiesen, dass EDF auch bestimmte indirekte Auswirkungen des Erdbebens untersucht (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1.4).

❖ **Zusammenfassung der Studien**

➢ **Seismische Neubewertung gemäß der RFS 2001-01**

Die Umsetzung der RFS 2001-01 im Rahmen des 4. RP 900 basiert auf:

- der Aktualisierung der seismologischen Erkenntnisse (seismotektonische Zoneneinteilung, Charakterisierung der Verwerfungen usw.);
- der Verbesserung der Erkenntnisse zur historischen Seismizität unter Berücksichtigung einer Aktualisierung der historischen Daten aus der Datenbank SisFrance 2012.

Die Umsetzung dieser Entwicklungen führte zur Erstellung neuer seismischer Bodenspektren, die im Rahmen des 4. RP 900 anzuwenden sind.

Die Ergebnisse der Untersuchung dieser seismischen Neubewertungen und die sich daraus ergebenden möglichen Änderungen sowie der aktuelle Wissensstand hinsichtlich der Identifizierung aktiver Verwerfungen im Umfeld der Kernkraftwerke und des Vorhandenseins besonderer Standorteffekte sowie etwaige Programme für ergänzende Untersuchungen werden im Abschnitt über die spezifischen Blockstudien dargestellt, da diese standortabhängig sind.

➢ **Berücksichtigung internationaler Erfahrungswerte**

Die Berücksichtigung internationaler Erfahrungen schlägt sich beim 4. RP 900 in der Einbeziehung der Erfahrungen aus dem Unfall von Kashiwazaki-Kariwa nieder.

In Fortführung der Studien des 3. RP 1300 haben die Erkenntnisse aus den Erfahrungsberichten zu diesem Ereignis EDF dazu veranlasst, im Rahmen des 4. RP 900 Folgendes durchzuführen:

- Eine Sicherheitsanalyse eines Brandes eines Transformators von beträchtlicher Größe für 900-MWe-Standorte, die zu dem Ergebnis kam, dass ein solcher Brand Auswirkungen auf die Wand des Maschinenraums und möglicherweise auf die darin befindlichen Anlagen haben könnte. Die funktionale Analyse des Ausfalls der im Maschinenraum befindlichen EIPS infolge eines Brandes ergab akzeptable Auswirkungen auf die Sicherheit.
- Eine Abschätzung der Volumina des Brennelementbeckens, die bei einem Erdbeben überlaufen könnten, ergab, dass die über die Beckenwände hinausfließenden Volumina sehr begrenzt und für die Brennelementbecken der CPY-Stufe akzeptabel sind.
- Eine Analyse der Berücksichtigung von Wellenwirkungen auf die Ausrüstung des BR-Beckens und des Brennelementbeckens hat eine gute Auslegung aller betroffenen Ausrüstungsteile gezeigt:

- die Türen und Dammwände des BR-Beckens und des Brennelementbeckens,
- die im BR befindliche Beladungsmaschine,
- die Förderanlagen im BR-Becken und im Brennelementbecken,
- der Senkmechanismus im Brennelementlagerbecken,
- die Laufbrücke im Brennelementlagergebäude.

Die von EDF durchgeführte Analyse des Erdbebens vom 16. Juli 2007, von dem die Blöcke des japanischen Betreibers TEPCO am Standort Kashiwazaki-Kariwa betroffen waren, zeigt, dass sich die Anlagen ordnungsgemäß verhalten haben.

➢ **Empfindlichkeit gegenüber erschwerenden Faktoren und Bedienungsverzögerungen (WENRA)**

Diese Empfindlichkeiten, die sich aus den WENRA-Referenzwerten ergeben (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1), haben keine Auswirkungen auf dieses Thema, da:

- die aktiven Systeme, die zum Erreichen und Aufrechterhalten eines sicheren Zustands erforderlich sind, sind konstruktionsbedingt redundant und für Erdbeben ausgelegt (was jede zusätzliche Analyse überflüssig macht),
- das Erdbeben an sich erfordert keine Maßnahmen des Betreibers, um die Aufrechterhaltung der für die Sicherheit der Anlage erforderlichen Strukturen, Systeme und Komponenten (SSC) zu gewährleisten.

➢ **Verdichtung bestimmter Kabelkanäle**

Aufgrund der Hinzufügung von Kabeln in bestimmten Kabelkanälen im Zuge der Installation neuer Anlagen führt EDF bei Bedarf eine Erdbebenverstärkung der betroffenen Kabelkanäle durch, um dem durch diese Kabel verursachten zusätzlichen Gewicht Rechnung zu tragen (PNPE1191). Diese Verstärkung ist nicht auf die Neubewertung des Erdbebenrisikos zurückzuführen.

➢ **Erdbebenereignis**

Aufgrund neuer Erkenntnisse zum mechanischen Verhalten des Schornsteins des BAN auf der CPY-Ebene (Berechnungsmethode und Materialeigenschaften) hat EDF festgestellt, dass dieses Bauwerk erdbebensicher verstärkt werden muss, um zu verhindern, dass es im Falle eines Einsturzes die EIPS beschädigt (PNPE1323). Diese Verstärkung ist nicht auf die Neubewertung des Erdbebenrisikos zurückzuführen.

Spezifischer Teil zu Block 2 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

❖ **Seismische Neubewertung gemäß RFS 2001-01**

Das SMS der 4. RP von Blayais überschreitet das SMS der 3. RP von Blayais oberhalb von 1 Hz, bleibt jedoch durch das EDF-Auslegungsspektrum von 0,2 g abgedeckt (abgesehen von einer begrenzten Überschreitung, die keine Auswirkungen auf die für dieses Erdbebenniveau ausgelegten Bauwerke hat).

Die Überschreitung des SMS der 3. RP von Blayais durch das SMS der 4. RP von Blayais erfordert die Durchführung von Auswirkungsstudien an den Strukturen, die auf der Ebene SMS VD3 begründet wurden, insbesondere an den SSC der Kaltquelle sowie am Maschinenraum.

Die durchgeführten Untersuchungen zeigen, dass die seismischen Neubewertungen der Stufe VD4 für den Standort Blayais keine Auswirkungen auf die nach SDD ausgelegten sicherheitsrelevanten Komponenten haben, mit Ausnahme der SEC-Rohrleitungen.

❖ **Charakterisierung der Verwerfungen rund um das Kernkraftwerk Blayais und dazugehöriger Aktionsplan**

Der Standort Blayais liegt im nordwestlichen Teil des Aquitanischen Beckens. Dabei handelt es sich um ein küstennahes, ozeanisches Becken, das im Norden und Nordosten vom Armorikanischen Massiv und der Poitou-Schwelle, im Osten vom

Massif Central, im Südosten von der Montagne Noire und im Süden von den Pyrenäen.

In einem Umkreis von 25 km um den Standort sind keine größeren Verwerfungen kartiert, die Bewegungen im Quartär (seit 2 Ma) aufweisen. Auf den geologischen Karten im Maßstab 1:50.000 sind lediglich Verwerfungen mit geringer Ausdehnung (einige Kilometer) zu verzeichnen, die in Richtungen von N110° bis N140° und N35° bis N45° verlaufen und maximale Verschiebungen zwischen 15 und 20 m am Oberkante des Eozäns (34 Ma) aufweisen, die sich am Rande des Couquèques-Doms (nordwestlich des Standorts) und südöstlich des Standorts in der Region Eyrans befinden.

In einem Umkreis von 25 km um den Standort Blayais sind keine vom Néopal-Ausschuss validierten neotektonischen Hinweise verzeichnet, und in der Datenbank potenziell aktiver Verwerfungen ist keine Verwerfung erfasst.

In den letzten 50 Jahren wurden in der Umgebung des Standorts Blayais nur sehr wenige Erdbeben registriert. Im FCAT17-Katalog sind sechs Erdbeben in einem Umkreis von 25 km um den Standort verzeichnet, davon drei mit einer Mw-Magnitude von mehr als 2,5, wobei der höchste Mw-Wert bei 2,7 liegt.

Die bemerkenswerteste seismische Aktivität befindet sich südöstlich von Bordeaux und betrifft die historische Erdbebenserie in der Region Entre-Deux-Mers. Unter diesen ist insbesondere das Erdbeben von Entre-Deux-Mers aus dem Jahr 1759 (Io = VII bis VII–VIII MSK) zu erwähnen. Diese historischen Erdbeben von Entre-Deux-Mers liegen in der südlichen Verlängerung des für die Dronne-Verwerfung vorgeschlagenen Verlaufs, 45 km vom Standort Blayais entfernt.

EDF hat einen schrittweisen Ansatz zur Analyse der Verwerfungen entwickelt, der auf Literaturrecherchen, unterirdischer Geophysik, Feldgeologie, morphostrukturellen Untersuchungen und Datierungen sowie auf Paläoseismologie basiert, um die Verwerfungen hinsichtlich ihrer Geometrie in der Tiefe und des Zeitpunkts der letzten Bewegung besser zu charakterisieren. Die Untersuchungsreihe beginnt auf der Grundlage der verfügbaren Daten und wird beendet, sobald die Ergebnisse einer Untersuchung Rückschlüsse auf die Aktivität der Verwerfung zulassen. Dieser Ansatz wurde (unter Verwendung von Daten aus der Erdölseismik) an sechs Pilotstandorten eingeführt. Nach dem Erdbeben von Le Teil am 11.11.2019 wird er nun am Standort Cruas in vollem Umfang umgesetzt.

Der aktuelle Wissensstand deutet auf eine sehr geringe Seismizität sowie das Fehlen potenziell aktiver Verwerfungen (gemäß der Datenbank potenziell aktiver Verwerfungen – BDFA) und neotektonischer Anzeichen im Umkreis von 25 km um den Standort Blayais hin. Der Standort Blayais wird daher von EDF nicht zu den Anlagen gezählt, die zusätzliche Untersuchungen zu Verwerfungen erfordern.

❖ Zusammenfassung des Wissensstands zu standortbedingten Auswirkungen

Der Standort Blayais ruht auf einer mesozoischen und anschließend känozoischen Sedimentserie mit einer quartären Schwemmlandabdeckung von durchschnittlich 19 m Mächtigkeit. Die am Standort durchgeführten Cross-Hole-Messungen, die in der Mitte des Ypresiums endeten, zeigen durchschnittliche Ausbreitungsgeschwindigkeiten der Scherwellen, die mit der Tiefe zunehmen (zwischen 300 m/s an der Oberfläche und 500 m/s bei -103 NGF), abgesehen von vereinzelten steileren Bänken mit hohen Geschwindigkeiten (492 m/s bei -26,5 NGF und 900 m/s bei -112 NGF). Gemäß der RFS 2001-01 kann diese geologische Konfiguration als Ursache für einen besonderen Standorteffekt angesehen werden und erfordert eine spezifische Untersuchung.

Daher hat EDF eine numerische Untersuchung der Standortantwort durchgeführt, wobei Unsicherheiten hinsichtlich der Daten und Bodenmodelle berücksichtigt und die Akzelerogramme verwendet wurden, die repräsentativ für die deterministischen Spektren der für die vierte Standortüberprüfung (VD4) ausgewählten SMS sind. Bei dieser Überprüfung werden zwei SMS berücksichtigt: das vom 10.08.1759 (I0=VII) und das vom 25.01.1799 (I0=VII-VIII). In dieser Untersuchung haben die Ergebnisse der numerischen Modellierungen gezeigt, dass am Standort Blayais unter der SMS-Belastung VD4 kein besonderer Standorteffekt vorliegt.

Schließlich hat EDF zusätzlich zu dem seit dem 25. Juli 2012 vorhandenen Beschleunigungssensor am 26. Juli 2018 ein Geschwindigkeitsmessgerät am Standort Blayais installiert. Diese Maßnahme ist Teil der Verpflichtung von EDF, alle Standorte des Kraftwerksparks mit seismischen Messsensoren auszustatten – eine Verpflichtung, die 2020 erfüllt wurde.

Diese im freien Gelände installierten seismischen Stationen werden es langfristig ermöglichen, je nach seismischer Aktivität die Reaktion des Standorts zu bestätigen.

❖ **Fazit**

Alle im Rahmen des 4. RP 900 durchgeführten Analysen ermöglichen die Einhaltung der RFS 2001-01 und gewährleisten die Erdbebensicherheit des Kernkraftwerks Blayais unter Berücksichtigung des aktuellen Stands der Erkenntnisse in diesem Bereich.

Zusammenfassung des Zustands

des Reaktorblocks Änderungen:

- PNPE1191 „Erdbebensicherung der Kabelachsen“,
- PNPE1220 „Verstärkung der Halterungen an den Kaltquellensystemen zur Erdbebensicherheit“,
- PNPE1049 „SMS-Robustheit von Brandschutztüren“,

wurden im Block 2 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPE1323 „Verstärkung des BAN-Schornsteins im SMS, bei starkem Wind und Tornado der Stärke EF2“ wird am Block 2 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration spätestens in Phase B des 4. RP 900 vorgesehen ist.

2.2.1.6 Kollisionen und Laststürze

Allgemeiner Teil „Lagerung“

❖ **Hintergrund und Gegenstand der Untersuchungen**

Diese Ereignisse werden wie folgt definiert:

- *„Kollision“*: Zusammenstoß der Last mit einer Anlage, einer Konstruktion oder einem Gebäude während ihrer Bewegung im Rahmen der Handhabung durch ein Arbeitsgerät,
- *„Laststurz“*: Verlust der Fähigkeit, die Höhe der Last während ihres Transports entlang einer vertikalen Achse zu kontrollieren.

Die Berücksichtigung dieses Risikos stützt sich hauptsächlich auf folgenden Ansatz:

- die Identifizierung der Fördermittel, die bei der Handhabung der Last EIPS beschädigen könnten, die Analyse der bestehenden materiellen oder organisatorischen Vorkehrungen an den betreffenden Fördermitteln, die es ermöglichen, das Risiko auszuschließen oder zu verhindern,
- die Identifizierung potenziell betroffener Ziele durch eine Kollision oder einen Laststurz während des Transports,
- die funktionale Analyse des Ausfalls der identifizierten Ziele, um mögliche Auswirkungen auf die Sicherheitsanforderungen zu untersuchen. Gegebenenfalls kann eine radiologische Folgenanalyse in Betracht gezogen werden,
- und bei Bedarf können technische oder organisatorische Gegenmaßnahmen ergriffen werden (Risikoprävention oder Schutz des Ziels).

❖ **Zusammenfassung der Studien**

Die Zusammenfassung der durchgeführten Studien ist in den folgenden Tabellen dargestellt:

Kernkraftwerksblock CPY		
Gebäude	***Art der Sprengkörper***	***Zusammenfassungen der Studien***
Reaktorgebäude (BR)	**Polarkran**	Unter Berücksichtigung der Zuverlässigkeitsstudien zur Haupthebevorrichtung der Polbrücke, der Funktionsanalysen an den Zielen, über die die 10-t- und 5-t-Hebevorrichtungen fahren, sowie der für diese Hebevorrichtungen vorgesehenen besonderen Bestimmungen, insbesondere: • Verbot des Überflugs des Reaktorbehälters durch die 10-t-Hebevorrichtung, • Verbot des Betriebs der 5-Tonnen-Hebevorrichtung beim Überfliegen des Reaktorbehälters, ist das Risiko eines Lastabwurfs, der die Sicherheit des Reaktorblocks gefährden könnte, ausgeschlossen. Ebenso ist aufgrund der Konstruktion der Kranbrücke (begrenzte Geschwindigkeiten der horizontalen Bewegungen, keine Gleichzeitigkeit von vertikalen und horizontalen Bewegungen) und der getroffenen organisatorischen Maßnahmen das Risiko einer Lastkollision, die die Sicherheit des Reaktorblocks gefährden könnte, ausgeschlossen. Was den Haupthub betrifft, so zeigen die durchgeführten Robustheitsanalysen hinsichtlich des Herabfallens schwerer Lasten, dass keine inakzeptablen Folgen für die Anlage zu erwarten sind.
	Lademaschine	Im Normalbetrieb werden Präventionsmaßnahmen und aktive Vorrichtungen gegen das Risiko eines Laststurzes und einer Kollision eingesetzt, um innerhalb der Grenzen des Unfalls der 4 Kategorie *„Unfall beim Umgang mit* Brennelementen“ zu bleiben. Die Folgen einer möglichen Kollision oder eines Laststurzes sind durch diesen Unfall der 4 Kategorie abgedeckt.
	Hebezeuge	Die Funktionsanalyse des Ausfalls der EIPS, die potenziell von einer Kollision oder einem Laststurz betroffen sein könnten, belegt das Nichtvorhandensein eines Risikos hinsichtlich der mit dieser Einwirkung verbundenen Sicherheitskriterien.
Brennstoffgebäude (BK)	**Hilfsbrücke**	Die Ergebnisse der Funktionsanalysen, die an den EIPS durchgeführt wurden, die potenziell von einer Kollision und einem Laststurz betroffen sind, stellen den Sicherheitsnachweis nicht in Frage.
	Schwerlastbrücke	Die Ergebnisse der Funktionsanalysen an den EIPS, die potenziell von einer Kollision betroffen sind, sowie die Zuverlässigkeitsstudien im Zusammenhang mit der Untersuchung des Laststurzes stellen den Sicherheitsnachweis nicht in Frage.
	Laufsteg	Im Normalbetrieb werden sowohl die Präventionsmaßnahmen als auch die aktiven Schutzvorrichtungen gegen das Risiko einer Kollision oder eines Laststurzes so ausgelegt, dass die Eintrittswahrscheinlichkeit unter dem Wert für den Unfall der 4 Kategorie *„Unfall beim Umgang mit* Brennelementen“ bleibt. Die Folgen einer möglichen Kollision oder eines Laststurzes sind durch diesen Unfall der 4 Kategorie abgedeckt.
	Abseilgerät	Die möglichen Folgen eines Lastabwurfs werden durch den Unfall der 4 Kategorie *„Unfall beim Umgang mit Brennstoff“* abgedeckt.
	Umschlagvorrichtung	Die Folgen einer möglichen Kollision oder eines Lastabwurfs werden durch den Unfall der 4 Kategorie *„Unfall beim Umgang mit Brennstoff“* abgedeckt
	Hebezeuge	Die Funktionsanalyse des Ausfalls der EIPS, die potenziell von einer Kollision oder einem Laststurz betroffen sein könnten, belegt das Nichtvorhandensein eines Risikos hinsichtlich der mit dieser Einwirkung verbundenen Sicherheitskriterien.

Kernkraftwerksblock CPY		
Gebäude	*Art der Anlagen*	*Zusammenfassungen der Studien*
Gebäude für nukleare Hilfsanlagen (BAN)	**Verschiedene Anlagen**	Die Funktionsanalyse des Ausfalls der EIPS, die potenziell von einer Kollision oder einem Laststurz betroffen sein könnten, belegt das Nichtvorhandensein eines Risikos hinsichtlich der mit dieser Beanspruchung verbundenen Kriterien.
Peripheriegebäude (BW)	**Verschiedene Anlagen**	Die Funktionsanalyse des Ausfalls der EIPS, die potenziell von einer Kollision oder einem Laststurz betroffen sein könnten, belegt, dass hinsichtlich der mit dieser Beanspruchung verbundenen Kriterien kein Risiko besteht, sofern organisatorische Vorkehrungen getroffen werden.
Diesel-Gebäude	**Verschiedene Anlagen**	Die Funktionsanalyse des Ausfalls der EIPS, die potenziell von einer Kollision oder einem Laststurz betroffen sein könnten, belegt das Nichtvorhandensein eines Risikos hinsichtlich der mit dieser Beanspruchung verbundenen Kriterien.

Anmerkung: Im Elektroraum gibt es keine Kombination aus „Fördergerät“ und „Sicherheitsziel im Bereich der Kollision oder des Lastabwurfs“, daher ist dieser Raum nicht Gegenstand spezieller Untersuchungen.

Konventionelle Insel der CPY-Stufe		
Gebäude	*Art der Geräte*	*Zusammenfassung der Studien*
Pumpstation / Ableitbauwerk / klassifizierte Stollen des SEC	**Verschiedene Maschinen**	Die Funktionsanalyse belegt, dass bei Einhaltung organisatorischer Vorkehrungen kein Risiko hinsichtlich der mit dieser Einwirkung verbundenen Kriterien besteht.

❖ **Ergänzende Studien**

Zuverlässigkeitsstudie für Hebezeuge:

Der Sicherheitsnachweis für Handhabungs- und Hebevorgänge basiert auf einem im Wesentlichen deterministischen Ansatz, der für jedes Hebezeug angewendet wird. Sie umfasst insbesondere eine Analyse eines Unfalls beim Umgang mit Brennelementen (Unfall der Kategorie 4) (äußerst unwahrscheinlich), bei der der hypothetische Sturz eines Brennelementbündels im Lagerbecken des Reaktorgebäudes oder des Brennelementgebäudes (neue oder bestrahlte Brennelementbündel) oder auf der Ebene, auf der die neuen Brennelementbündel im Brennelementgebäude für den Umgang mit Brennelementen gelagert werden, berücksichtigt wird. Ergänzend dazu tragen Zuverlässigkeitsstudien dazu bei, die Auslegung bestimmter Transportvorrichtungen (Schwerlastkran BK, Polarkran BR…) zu begründen, angesichts des Risikos eines Lastabwurfs, der zu radioaktiven Freisetzungen oder zur Beschädigung von Sicherheitsausrüstung führen könnte.

Im Rahmen des 4. RP 900 wurden die Zuverlässigkeitsstudien erneut durchgeführt und belegen die Qualität der Auslegung, der Fertigung, der Betriebsprüfungen und des Betriebs des Polarkrans und des Schwerlastkrans.

Aufgrund der Ergebnisse kann das Risiko eines Lastabwurfs als vernachlässigbar angesehen werden.

Herabfallen einer Transportverpackung mit Brennelementen in die Beladungsgrube des BK:

Es wurden Untersuchungen zur Bewertung der Folgen eines solchen Szenarios durchgeführt. Ziel war es, die mechanische Integrität des Brennelementbeckens und der wichtigsten Bestandteile der Verpackung zu überprüfen. Die Ergebnisse zeigen, dass diese weiterhin gewährleistet ist.

Längerer Stillstand einer mit abgebranntem Brennstoff beladenen Transportverpackung:

Ergänzend zu den im Rahmen des 3. RP 1300 angeforderten Studien und den nach dem Unfall von Fukushima durchgeführten zusätzlichen Sicherheitsbewertungen wurden Untersuchungen zu den Risiken eines solchen Szenarios beim Transport der Verpackung zwischen der Beladungsgrube und der Vorbereitungsgrube durchgeführt. Diese Studien zeigen, dass keine Auswirkungen auf die Integrität der Brennelemente bestehen.

Sturz einer „*schweren*“ Last im Reaktorgebäude (BR):

Die Polbrücke ist hinsichtlich des Risikos eines Laststurzes auf ein hohes Maß an Zuverlässigkeit ausgelegt. Darüber hinaus gewährleisten geeignete Verfahren und Betriebsvorschriften dieses hohe Maß an Zuverlässigkeit.

EDF hat jedoch eine Robustheitsstudie hinsichtlich der mechanischen und thermohydraulischen Folgen von Laststürzen durchgeführt, die als „Hüllfall“ eingestuft wurden (potenzieller Aufprall auf den Reaktorbehälter, beladener Reaktorkern) und über den Auslegungsbereich hinausgehen (Restrisiko).

Die mechanische Studie kommt zu dem Schluss, dass die Integrität der vom Fall betroffenen Komponenten erhalten bleibt. Die thermohydraulische Studie zeigt, dass die Kühlung des Reaktorkerns auch im ungünstigsten Fall eines Bruchs am Deckel infolge eines Sturzes der Raketenabwehrplatte während der Abschaltung des Reaktors aufrechterhalten bleibt.

❖ **Fazit**

Die durchgeführten Untersuchungen zeigen eine gute Widerstandsfähigkeit der CPY-Stufe gegenüber dieser Einwirkung. Tatsächlich:

- sowohl technische als auch organisatorische Vorkehrungen ermöglichen es, das Risiko einer Kollision oder eines Laststurzes in einer Reihe von Situationen zu verhindern,
- sollte das Ereignis einer Kollision oder eines Laststurzes durch die vorhandenen aktiven Ausrüstungen nicht verhindert werden können, zeigen die Untersuchungen, dass die Folgen des Ereignisses durch die Ergebnisse der Untersuchung zum Brennstoffhandhabungsunfall abgedeckt wären, die den radiologischen Kriterien der Kategorie 4 entsprechen,
- In der Analyse der Folgen der Einwirkungen durch Kollision und Laststurz wird kein Eingreifen des Bedienpersonals berücksichtigt.

Blockspezifischer Teil 2 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Es gibt keine Änderungen zu diesem Thema beim Block 2 des Kernkraftwerks Blayais

2.2.1.7 Interne elektromagnetische Störungen (EMS)

Allgemeiner Teil „Palier“

❖ **Hintergrund und Gegenstand der Untersuchungen**

Elektromagnetische Störungen werden als „*intern*“ bezeichnet, wenn die elektromagnetischen Störungen innerhalb des INB-Geländes erzeugt werden. Die an einem Produktionsstandort zu berücksichtigenden Quellen elektromagnetischer Störungen stehen hauptsächlich im Zusammenhang mit menschlichen oder industriellen Aktivitäten. Ein Risiko elektromagnetischer Störungen (EMS) besteht, wenn eine Anlage elektromagnetischen Störungen ausgesetzt ist, für die sie nicht ausgelegt ist. Die Folge einer elektromagnetischen Störung kann ein vorübergehender (z. B. fehlerhafte Informationen, flüchtige Störungen usw.) oder dauerhafter (z. B. Zerstörung von Bauteilen, Auslösen von Schutzvorrichtungen usw.) Ausfall des Geräts sein.

Auch allgemeine Entwicklungen in Bezug auf alle Arten von Stör Einflüssen werden berücksichtigt. Der für bestehende Anlagen vorgeschlagene Ansatz bestand darin:

- Analyse der Betriebserfahrungen hinsichtlich der an den Standorten des Palier CPY auftretenden elektromagnetischen Störungen,
- die Konstruktions- und Installationsvorschriften für EIPS zu analysieren, die einem Risiko durch interne elektromagnetische Störungen ausgesetzt sind, insbesondere jene, die es ermöglichen, die Kopplungsmodi zwischen den
  „*störenden*“ und „*empfindlichen*“ Anlagen zu verringern,
- Analyse der von den Kernkraftwerken angewandten Betriebsvorschriften zur Begrenzung der Quellen elektromagnetischer Störungen, insbesondere derjenigen, die durch menschliche Aktivitäten verursacht werden.

Bei neuen Anlagen stützte sich der Nachweis auf eine Analyse aller geltenden Anforderungen hinsichtlich Auslegung, Qualifizierung und Installation.

❖ **Zusammenfassung der Studien**

Die im Rahmen des 4. RP 900 durchgeführte Analyse ermöglicht es, die Wirksamkeit der auf der CPY-Stufe angewandten Maßnahmen im Hinblick auf das Risiko einer internen Störung zu überprüfen, und kommt zu folgendem Ergebnis:

- keine Gleichtaktstörungen an den Systemen, die für die Rückführung und die Aufrechterhaltung des sicheren Zustands erforderlich sind,
- keine Anfälligkeit der elektrischen Anlagen (EIPS) aufgrund der angewandten Konstruktions- und Installationsvorschriften (im Einklang mit ihrer elektromagnetischen Umgebung), wodurch eine angemessene physikalische und elektrische Trennung zwischen „störenden" und „*empfindlichen*" Anlagen gewährleistet ist,
- die Beherrschung der mit menschlichen Tätigkeiten verbundenen Risiken durch die Anwendung einer internen Vorschrift, die die Nutzung drahtloser Telekommunikationsmittel innerhalb der Kernkraftwerke einschränkt.

Allgemeiner gesagt ermöglicht die Anwendung der Konstruktions- und Installationsvorschriften sowie der Anforderungen zur EMV-Validierung (Elektromagnetische Verträglichkeit) entsprechend den elektromagnetischen Umgebungen, sich vor den Risiken elektromagnetischer Störungen zu schützen und die Einhaltung der Sicherheitsanforderungen zu gewährleisten.

➢ **Empfindlichkeit gegenüber dem Verschärfungsfaktor und der Bedienerverzögerung (WENRA)**

Diese aus den WENRA-Referenzwerten resultierenden Empfindlichkeiten (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1) haben keine Auswirkungen auf diese Störquelle:

- Es ist kein aktives Gerät am Schutz vor internen elektromagnetischen Störungen beteiligt,
- es sind keine Bedienungsmaßnahmen zum Schutz vor internen elektromagnetischen Störungen erforderlich.

❖ **Fazit**

Der Schutz vor elektromagnetischen Störungen der Geräte und Systeme, die für die Rückführung und Aufrechterhaltung des Reaktors in einem sicheren Zustand erforderlich sind, basiert auf einer Reihe von Auslegungsmaßnahmen, die es ermöglichen:

- die elektromagnetischen Kopplungsmodi zwischen *„störenden"* und *„empfindlichen"* Geräten zu reduzieren,
- den Einfluss von leitungsgebundenen und abgestrahlten elektromagnetischen Störquellen auf die EIPS zu begrenzen, die einem Risiko durch interne elektromagnetische Störungen ausgesetzt sind.

Die Auswertung der bestehenden Auslegungs- und Organisationsmaßnahmen sowie der Betriebserfahrungen (REX) ermöglicht es, die Robustheit der Anlagen der CPY-Stufe gegenüber den betrachteten elektromagnetischen Störungen sicherzustellen.

Spezifischer Teil zu Block 2 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block 2 des Kernkraftwerks Blayais weist hinsichtlich des „Palier"-Zustands keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Es gibt keine Änderungen zu diesem Thema beim Block 2 des Kernkraftwerks Blayais.

2.2.1.8 Großkraftwerke

Allgemeiner Teil „Palier“

❖ **Hintergrund und Gegenstand der Studien**

Im Rahmen des 4. RP 900 hat sich EDF verpflichtet, die Schutzanforderungen in Bezug auf die „*Grands* Chauds“ für die CPY-Generationsstufe zu überprüfen, wobei insbesondere die neuesten Erkenntnisse aus der Klimabeobachtung sowie die Erfahrungen aus der laufenden Umsetzung der Änderungen auf der Grundlage der für das 3. RP 900 geltenden Anforderungen berücksichtigt wurden.

Die Schutzanforderungen hinsichtlich der *„Grands* Chauds“ für die Baureihe CPY wurden nach den Hitzewellen der Sommer 2003 und 2006 erarbeitet. Die Studien zielen darauf ab, den Schutz nachzuweisen – sowohl bei maximalen Dauertemperaturen von Luft und Wasser, die im Vergleich zu den bei der ursprünglichen Auslegung der Anlage zugrunde gelegten Werten neu bewertet wurden (Neudimensionierung), als auch bei vorübergehenden Überschreitungen dieser Temperaturen (Hitzewelle):

- für alle EIPS im Normalbetrieb,
- der Ausrüstung, die einerseits erforderlich ist, um den Reaktorblock in einen sicheren Abschaltzustand zu versetzen und dort zu halten, und andererseits, um die radiologischen Folgen in den anderen Situationen des Auslegungsbereichs zu begrenzen.

Im Rahmen des 4. RP 900 sind die von EDF angestrebten Ziele zur Verbesserung der Sicherheit im Hinblick auf *„extreme Hitzewellen*“ folgende:

- die Analyse der neuesten Erkenntnisse aus der Klimabeobachtung im Hinblick auf die in den Studien zugrunde gelegten Temperaturwerte,
- die Einbeziehung der Erfahrungen aus der Prüfung des Änderungsantrags *„Grands Chauds“, der* für die CPY-Generatorstufe durchgeführt wurde.

Im Rahmen der Überprüfung der Konformität der Anlagen stellt EDF darüber hinaus sicher, dass die an den Standorten gemessenen Lüftungsdurchsätze mit den in den thermischen Studien zugrunde gelegten Annahmen übereinstimmen (vgl. Teil I – Kapitel 1 – Abschnitt 4). Die generischen Entwicklungen in Bezug auf alle Belastungen (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1) werden ebenfalls berücksichtigt.

❖ **Vorgehensweise**

➢ **<u>Berücksichtigung der neuesten Erkenntnisse aus der Klimabeobachtung</u>**

Die zweite von EDF im Jahr 2013 durchgeführte Klimabeobachtungsrunde zum Start der Studien im Rahmen der Überprüfung kommt zu dem Schluss, dass die Neubewertungen der Luft- und Wassertemperaturen unter Berücksichtigung methodischer Weiterentwicklungen und der Ergebnisse der Klimabeobachtung, die den Zeitraum 2009–2012 umfassen, die im Referenzsystem „Grands Chauds“ berücksichtigt wurden, nicht in Frage stellen. Die jüngeren Hitzewellen, insbesondere im Sommer 2019, waren Gegenstand einer Analyse der Auswirkungen auf die zugrunde gelegten Lufttemperaturen. Die ermittelten notwendigen Anpassungen werden in die Aktualisierung des Referenzrahmens *„Grands Chauds“* einfließen.

In Anwendung der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [AGR-A] hat EDF in seinem Referenzsystem *„Grands* Chauds“ die mit der Hitzewelle verbundenen Extremtemperaturen TE und T_{min}[3] festgelegt. Diese wurden unter Berücksichtigung folgender Faktoren definiert:

[3] *TE steht für „Température Exceptionnelle“ (außergewöhnliche Temperatur) und bezeichnet die maximale Lufttemperatur, die bei einer Hitzewelle berücksichtigt wird. Tmin ist die tägliche Mindestlufttemperatur, die bei einer Hitzewelle berücksichtigt wird.*

- eine jährliche Überschreitungshäufigkeit von höchstens 10^{-2} (obere Grenze des 70-prozentigen Konfidenzintervalls), die die klimatische Entwicklung bis zur nächsten periodischen Überprüfung berücksichtigt. Diese klimatische Entwicklung berücksichtigt die Klimatrends, die für eine für den betreffenden Standort relevante Region gelten;
- die Grenzwerte aus den für den Standort relevanten Erfahrungswerten.

Die Berücksichtigung dieses Referenzrahmens bei den Reaktoren erfolgt im Einklang mit der Einteilung der konzeptionellen Änderungen VD4 900.

➢ **Vorgehensweise zur Überprüfung der Anforderungen**

Die Untersuchungen zum Bereich „*Luft*“ umfassen:

- die Umgebungsbedingungen in den Räumen durch Berechnungen unter Berücksichtigung der im 4. RP 900 neu bewerteten Außentemperatur zu ermitteln,
- Vergleich der ermittelten Temperaturen mit den maximal zulässigen Temperaturen der einzelnen EIPS,
- Vergleich der ermittelten Temperaturen mit den maximal zulässigen Temperaturen der Anlagen der Lüftungs- und Kaltwassererzeugungssysteme, die in den thermischen Studien berücksichtigt wurden,
- die erforderlichen Maßnahmen festzulegen, um die von „Grands Chauds“ geforderten Funktionen sicherzustellen, falls die erreichte Temperatur zu hoch ausfällt.

Im Sonderfall von Anlagen, die im Freien installiert sind oder in direktem Kontakt mit der Außenumgebung stehen, besteht die Überprüfung darin, ihre zulässigen Temperaturen direkt mit den Außenlufttemperaturen zu vergleichen, wobei gegebenenfalls der Einfluss der Sonneneinstrahlung zu berücksichtigen ist.

Ergänzend dazu muss gemäß der von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [AGR-B] spätestens am 31. Dezember 2023 die Verfügbarkeit der erforderlichen Ausrüstungen für die Bewältigung von Situationen eines vollständigen Ausfalls der Stromversorgung (externe Stromversorgung und Hauptnotstromaggregate) bei einem einzelnen Reaktor sowie bei allen Reaktoren eines Standorts bei der „Langzeit“-Außentemperatur (TLD) gemäß dem Referenzsystem „*Grands* Chauds“ nachgewiesen. EDF wird die gegebenenfalls erforderlichen Änderungen spätestens 5 Jahre nach Einreichung des RCR umsetzen.

Die Untersuchungen zum Bereich „Wasser“ bestehen darin, alle Anforderungen im Zusammenhang mit der Kältequelle erneut zu prüfen und anschließend die für die Kühlkette RRI/SEC nachteiligen Fälle zu identifizieren und zu verifizieren.

Für jedes Untersuchungsszenario ermöglicht eine Kopplung zwischen der vom Zwischenkühlsystem (RRI) abgeführten Leistung, den Temperaturen des Not-Rohwassersystems (SEC) und der RRI/SEC-Wärmeübertragungsfläche die Festlegung eines Kriteriums für den einzuhaltenden Mindestwert des RRI/SEC-Wärmeübertragungskoeffizienten. Da die Kühlkette in der Lage sein muss, die Leistung unter Einhaltung der zulässigen RRI-Temperaturen abzuführen, und sich dieser Wärmeübertragungskoeffizient mit zunehmender Verschmutzung der RRI/SEC-Wärmetauscher verschlechtert, ergibt sich daraus ein Kriterium für die maximale Verschmutzung der RRI/SEC-Wärmetauscher.

Die Einhaltung dieser zulässigen maximalen Verschmutzungsgrenzen ermöglicht den normalen Leistungsbetrieb der Blöcke bei hohen Temperaturen der Kaltquelle.

Die Neubewertung der maximalen Kaltquellentemperaturen hat EDF dazu veranlasst, neue maximale RRI-Temperaturen am Ausgang der RRI/SEC-Wärmetauscher festzulegen. Daher wurde überprüft, ob die RRI-Verbrauchersysteme in der Lage sind, ihre Funktion bei diesen neuen maximalen Kühltemperaturen (Entkopplungswerte) sowohl im Normalbetrieb als auch im Störfall zu gewährleisten.

❖ **Zusammenfassung der Untersuchungen**

Die im Rahmen des 4. RP 900 festgelegten Leitlinien ermöglichen es, den Sicherheitsnachweis in folgenden Bereichen zu verstärken:

- die Modellierung der Räume,
- die Berücksichtigung der erforderlichen Mindestleistungen der Lüftungsanlagen,
- die Ausweitung der Unfallszenarien über 24 Stunden hinaus auf bis zu 10 Tage.

Die Weiterentwicklung der Annahmen der Studien *„Grands* Chauds" hat zur Überarbeitung der thermischen Studien für den Bereich *„Luft"* und den Bereich *„Wasser"* geführt.

Für den Bereich „Luft" konnten anhand der *„Grands Chauds"*-Studien zum Kernkraftwerksblock des Palier CPY Überschreitungen hinsichtlich der Temperaturbeständigkeit bei den Motoren der LHP/Q-Luftkühler im Dieselgebäude, bei den durch das DVL-MT/BT-System belüfteten Anlagen im Elektrikgebäude sowie in den Räumen der DEG-Kühlaggregate im Verbindungsgebäude BW festgestellt werden. Diese Überschreitungen führten zur Umsetzung von drei baulichen Änderungen:

- PNRL1823 „Austausch der Motoren der LHP/Q-Luftkühler": Die Motoren der LHP/Q-Luftkühler werden durch Geräte ersetzt, die für die maximalen Temperaturen ausgelegt sind, die auf der Terrasse des Dieselgebäudes im Falle einer Hitzewelle erreicht werden.
- PNPE1070 „Verbesserung der Klimatisierung der DVL-MT/BT-Räume": Das DVL-MT/BT-Lüftungssystem wird modifiziert, um seine Klimatisierungsleistung zu erhöhen und so die Einhaltung der erforderlichen Temperaturkriterien für die Betriebsbereitschaft der Geräte in den MT/BT- und Relaisräumen zu gewährleisten.
- PNPE1069 „Einbau eines Lufterhitzers im Raum der DEG-Kühlaggregate": In den DEG-Räumen wird ein Lufterhitzer eingebaut, um den ordnungsgemäßen Betrieb der Kühlaggregate bei extremer Hitze zu gewährleisten.

Die erforderlichen Leistungswerte der Lüftungssysteme wurden auf der Grundlage von Studien festgelegt, die hinsichtlich der Ergebnisse zur Raumtemperatur erhebliche Sicherheitszuschläge und Entkopplungsannahmen enthielten.

Im Anschluss an die Arbeitsgruppe „Belastungen" und die Bilanz des 4. RP 900 hat EDF die Robustheit der Studien *zu „Grands* Chauds" konsolidiert, indem nachgewiesen wurde, dass zwischen den Umgebungstemperaturen in den Räumen und den Betriebstemperaturen der Anlagen eine ausreichende Sicherheitsmarge besteht, um die mit der Modellierung der thermischen und lufttechnischen Phänomene in den Räumen verbundenen Unsicherheiten abzudecken. Die Maßnahmen zur Gewährleistung dieser Sicherheitsmarge werden derzeit festgelegt.

Für den Luftbereich werden die Ergebnisse der thermischen Studien „Grands Chauds" zum konventionellen Block des CPY-Stufenwerks im Abschnitt über standortspezifische Besonderheiten vorgestellt, da sie standortabhängig sind.

Für den Wasserbereich zeigt die für die RRI/SEC-Wärmetauscher durchgeführte Analyse, dass die Einhaltung der maximal zulässigen Verschmutzungsbereiche den normalen Leistungsbetrieb der Blöcke bei hohen Kaltquellentemperaturen ermöglicht.

Die Definition neuer Lastfälle im Rahmen des 4. RP 900 führte zu einer Änderung der Parameter in der Software SAPA (Station d'Accueil des Petites Applications) zur automatischen Überwachung der Verschmutzung der RRI/SEC-Wärmetauscher (PNRL1835 „Aktualisierung der Parameter für die automatische Verschmutzungsüberwachung der RRI/SEC-Wärmetauscher").

➢ **<u>Berücksichtigung des erschwerenden Faktors und der Empfindlichkeit gegenüber der Reaktionszeit des Bedienpersonals (WENRA)</u>**

Für jedes der Szenarien besteht das Ziel darin, die Rückfallkapazität und die Aufrechterhaltung eines sicheren Betriebszustands des Reaktorblocks im Falle einer Hitzewelle mit erschwerendem Faktor zu überprüfen.

Was die Pumpstation betrifft, so würde die Berücksichtigung eines erschwerenden Faktors bei einer aktiven Anlage, die

im Hinblick auf die Hitzewelle würde höchstens zum Verlust der Kältequelle in einem Block führen. Da unter diesen Bedingungen die ASG-Nachspeisung durch das SER mittels Schwerkraft verfügbar ist, ist die Ausweichfähigkeit und die Aufrechterhaltung eines sicheren Zustands des Blocks gewährleistet, und die Situation wird daher als akzeptabel eingestuft.

Die aktiven Anlagen, die im Hinblick auf die „Grands Chauds" erforderlich sind, sind die Lüftungssysteme und ihre unterstützenden Funktionen. Für Anlagen, die im Normalbetrieb in Betrieb sind und keine Betriebsunterbrechung erfahren (Betriebskontinuität), kann die Anwendung eines Erschwernisfaktors auf diese Anlagen ausgeschlossen werden. Für Anlagen, bei denen die Betriebskontinuität nicht bewertet werden kann, belegen die durchgeführten Untersuchungen die gute Robustheit der Anlagen gegenüber den thermischen Umgebungsbedingungen. Es sind keine Maßnahmen erforderlich.

Die thermischen Untersuchungen ergeben keinen Handlungsbedarf seitens des Bedienpersonals zum Schutz der Geräte bei Hitzewellen.

❖ **Fazit**

Die für das 4· RP 900 festgelegten Leitlinien haben es ermöglicht, den Nachweis der Robustheit der Blöcke in den „Grands Chauds" zu untermauern, insbesondere hinsichtlich folgender Aspekte:

- die Stör- und Unfallszenarien mit einer Dauer von 24 Stunden bis zu 10 Tagen,
- die Berücksichtigung der Mindestleistung der Lüftungsanlagen in den Studien,
- die Überprüfung des korrekten Verhaltens der Anlagen im Hinblick auf die WENRA-Empfehlungen bezüglich des erschwerenden Faktors und der Reaktionszeiten des Bedienpersonals.

Auf dieser Grundlage konnten durch die Studien in Grands Chauds die notwendigen Änderungsmaßnahmen ermittelt werden, um die mit dieser Beanspruchung verbundenen Anforderungen zu erfüllen; diese werden im Rahmen des 4· RP 900 umgesetzt.

Es wurden zudem ergänzende Studien durchgeführt, die gezeigt haben, dass ausreichende Sicherheitsmargen vorhanden sind, um die Unsicherheiten im Zusammenhang mit der Modellierung der thermischen und lufttechnischen Phänomene in den Räumen abzudecken. Die Maßnahmen zur Gewährleistung dieser Sicherheitsmargen werden derzeit definiert und spätestens bei den VD5-900-Stillständen umgesetzt.

Spezifischer Teil zu Block 2 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

- *Kernkraftwerksbereich (Luft- und Wasserkreislauf)*

Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais weist im Vergleich zum Zustand „Palier" keine Besonderheiten auf.

- *Konventioneller Bereich (Luft- und Wasserbereich)*

Im Bereich Luft zeigen die Ergebnisse der thermischen Studien „Grands Chauds" für den konventionellen Bereich des Kernkraftwerks Blayais keine Überschreitungen für die im Maschinenraum und in den Stollen vorhandenen Anlagen SEC.

Bei den Anlagen der Pumpstation weisen die Ergebnisse der thermischen Studien „Grands Chauds" des konventionellen Blocks des Kernkraftwerks Blayais Überschreitungen auf, die durch die Umsetzung der Änderung PNPE1174 „Einbau einer DVP-Belüftung in den Räumen CFI / CRF" behoben werden.

Was den Wasserbereich betrifft, weist Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais keine Besonderheiten im Vergleich zum Stillstandszustand auf.

Zusammenfassung des Zustands

des Blocks Die Änderungen:

- PNPE1069 „DVN – Verbesserung der Klimatisierung der Räume der DEG-Kühlaggregate“,
- PNPE1070 „Verbesserung der Klimatisierung des DVL-MT-BT“,
- PNPE1174 „Einbau einer DVP-Belüftung in den CFI-/CRF-Räumen“,
- PNRL1823 „Austausch der Motoren der Diesel-Luftkühler LHP/LHQ“,
- PNRL1835 „Aktualisierung der Parameter für die automatische Verschmutzungsüberwachung der RRI/SEC-Wärmetauscher“,

wurden im Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

2.2.1.9 Tiefkühlung

Allgemeiner Teil „Lager“

❖ **Hintergrund und Gegenstand der Studien**

Die Anforderungen an den Schutz vor *„extremer* Kälte“, die für alle in Betrieb befindlichen Blöcke des Kraftwerksparks gelten, wurden auf der Grundlage der Erfahrungen aus den kältesten Wintern (insbesondere 1984–1985 und 1986–1987) erarbeitet und im Rahmen der zweiten periodischen Überprüfungen auf die CPY-Blöcke angewendet.

Der Schutz ist somit gewährleistet:

- für alle EIPS unter Kältebedingungen, die der Auslegungskälte der Stufe entsprechen,
- über die Auslegungskälte hinaus für die EIPS, die einerseits zum Herunterfahren und zur Aufrechterhaltung eines sicheren Zustands des Blocks sowie andererseits zur Begrenzung der radiologischen Folgen erforderlich sind (für alle Situationen des Auslegungsbereichs).

Da das Referenzsystem bereits im Rahmen der 2. periodischen Überprüfung 900 geprüft wurde, war es nicht Gegenstand einer Neubewertung im Rahmen der 3. periodischen Überprüfung 900.

Im Rahmen des 4. RP 900 überprüft EDF das Referenzsystem *„Extreme* Kälte“ und berücksichtigt dabei insbesondere die neuesten Erkenntnisse aus der Klimabeobachtung sowie die Entwicklungen des allgemeinen Konzepts zum Schutz vor schädlichen Einflüssen (vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1):

- Angesichts der vom Zwischenstaatlichen Ausschuss für Klimawandel (IPCC) beobachteten und bekräftigten Trends hat EDF beschlossen, die in den 2. und 3. RP 900 festgelegten Temperaturwerte beizubehalten. Aus diesen internationalen Berichten geht nämlich ein Trend zu einem Rückgang der Anzahl kalter Nächte und Tage hervor,
- die von EDF für das Referenzszenario *„Extreme* Kälte“ angestrebten Ziele zur Verbesserung der Sicherheit beziehen sich auf die Berücksichtigung der WENRA-Referenzwerte (verschärfende Bedingungen und Verzögerungen durch das Bedienpersonal) (vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1).

Im Rahmen der Überprüfung der Konformität der Anlagen stellt EDF zudem sicher, dass die an den Standorten gemessenen Lüftungsdurchsätze mit den in den thermischen Studien zugrunde gelegten Annahmen übereinstimmen (vgl. Teil I – Kapitel 1 – Abschnitt 4).

Die im Rahmen der „Grand Froid“-Studien angewandte Methodik besteht darin:

- die resultierenden Raumtemperaturen in den Räumen oder Raumgruppen (thermische Zonen) mittels Berechnungsmodellen zu ermitteln, wobei ein Paar [Außentemperatur; Wind] angenommen wird, das

im Referenzrahmen definiert ist,

- die ermittelten Raumtemperaturen mit den zulässigen Mindesttemperaturen der EIPS zu vergleichen, die zur Erfüllung der bei extremer Kälte erforderlichen Sicherheitsfunktionen notwendig sind (einschließlich der bewerteten Lüftungssysteme) und in diesen Räumen (oder thermischen Zonen) vorhanden sind,
- die erforderlichen Maßnahmen zu ergreifen, um die Verfügbarkeit oder den Schutz der bei extremer Kälte erforderlichen EIPS zu gewährleisten, falls die erreichte Raumtemperatur zu niedrig ist.

Im Sonderfall von EIPS mit geringer thermischer Trägheit (ohne Schutz wie z. B. Wärmedämmung), die im Freien oder in direktem Kontakt mit der Außenumgebung installiert sind, besteht die Überprüfung darin, ihre zulässigen Temperaturen direkt mit sehr kurzzeitig auftretenden niedrigen Temperaturen zu vergleichen.

❖ **Zusammenfassung der Studien**

Die im Rahmen des 4. RP 900 festgelegten Leitlinien ermöglichen es, die Sicherheit hinsichtlich des Risikos extremer Kälte zu begründen und zu stärken, insbesondere in Bezug auf folgende Aspekte:

- Neubewertung der Wärmezufuhren und Aktualisierung der thermischen Studien unter Berücksichtigung der im Zuge der regelmäßigen Überprüfungen eingetretenen Änderungen an der Anlage,
- Berücksichtigung der Entwicklungen des allgemeinen Konzepts zum Schutz vor äußeren Einflüssen:
  - Aktualisierung der Liste der bei extremer Kälte zu schützenden EIPS,
  - Verwendung der durch die regelmäßigen Prüfungen garantierten Durchflusswerte für die Lüftung (siehe Teil I – Kapitel 1 – Abschnitt 4),
  - Einsatz einer neuen Berechnungssoftware, die eine genauere Modellierung der physikalischen Effekte ermöglicht,
  - neue Zoneneinteilung mit einer feineren Gruppierung der Räume,
  - Anwendung der WENRA-Referenzwerte (Verschärfung und Reaktionszeiten des Bedienpersonals) (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1).

EDF hat überprüft, dass die im Rahmen des Schutzes vor extremer Kälte beim 3. RP 900 zugrunde gelegten Studienannahmen weder durch die Erfahrungsauswertung (sowohl hinsichtlich der kürzlich gemessenen Temperaturen als auch hinsichtlich des gleichzeitigen Auftretens von Kälte und Wind) noch durch die Analyse der Erfahrungsauswertung des Winters 2012 in Frage gestellt werden.

Die Studien zur extremen Kälte im Kernkraftwerksblock der CPY-Stufe, einschließlich thermischer Untersuchungen und Funktionsanalysen, haben ergeben, dass in bestimmten Räumen des Gebäudes für nukleare Hilfsanlagen, die über das DVN-System belüftet werden, zu niedrige Temperaturen herrschen. Dies führt dazu, dass die Sollwerteinstellung bestimmter Lufterhitzer des DVN-Systems (PNRL1955) angepasst und die Sonderbetriebsvorschrift (RPC) für „Grand Froid“ aktualisiert werden muss.

Die Ergebnisse der thermischen Studien für extreme Kälte im konventionellen Block sowie die Funktionsanalysen und die sich daraus ergebenden möglichen Änderungen werden im Abschnitt zu den standortspezifischen Besonderheiten dargestellt, da sie standortabhängig sind.

➢ **Berücksichtigung des erschwerenden Faktors und der Empfindlichkeit gegenüber der Reaktorbedienungszeit (WENRA)**

Für jedes der Szenarien besteht das Ziel darin, die Ausweichfähigkeit und die Aufrechterhaltung eines sicheren Zustands des Blocks in einer Situation zu überprüfen, in der eine „Extreme Kälte“-Belastung mit einem erschwerenden Faktor kumuliert auftritt.

Was die Pumpstation betrifft, so würde die Berücksichtigung eines erschwerenden Faktors bei einer aktiven Anlage, die im Hinblick auf die „Grand Froid“-Ereignisse erforderlich ist, höchstens zum Ausfall der Kältequelle in einem Block führen. Da unter diesen Bedingungen die ASG-Nachspeisung durch das SER mittels Schwerkraft verfügbar ist, ist die Ausweichfähigkeit und die Aufrechterhaltung des sicheren Zustands des Blocks gewährleistet, und die Situation wird daher als akzeptabel eingestuft.

Die aktiven Anlagen, die im Hinblick auf extreme Kälte erforderlich sind, sind die Lüftungssysteme und bestimmte elektrische Begleitheizungen sowie deren unterstützende Funktionen. Für Anlagen, die im

und die keine Betriebsunterbrechung erfahren (Betriebskontinuität), kann die Anwendung eines Erschwernisfaktors auf diese Anlagen ausgeschlossen werden. Für Anlagen, bei denen die Betriebskontinuität nicht nachgewiesen werden kann, belegen die durchgeführten Untersuchungen die gute Robustheit der Anlagen. Hinsichtlich der thermischen Umgebung sind keine Maßnahmen erforderlich.

❖ **Fazit**

EDF hat die Temperaturen, die in den Sicherheitsstudien für die Einwirkung „*extremer* Kälte“ im Rahmen des 4. RP 900 erneut überprüft.

Die methodischen Weiterentwicklungen und die Aktualisierung bestimmter Studienannahmen führten dazu, dass Änderungen an den Anlagen oder deren Betrieb erforderlich wurden, um die zulässigen Mindesttemperaturen der EIPS einzuhalten.

Spezifischer Teil zu Block 2 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Für den konventionellen Block zeigen die Ergebnisse der thermischen „Grand Froid“-Studien und der Funktionsanalysen des Standorts Blayais Risiken hinsichtlich der Nichteinhaltung der Halte-Temperaturen der Ausrüstung in den SEC-Stollen und im Bereich der Schwerkraftzufuhr vom SER zum ASG-Behälter auf.

Diese Risiken einer Nichteinhaltung werden bereits in Phase A durch eine Änderung der Sonderregelung für das Verhalten (RPC) „Extreme Kälte“, die insbesondere darin besteht, die SEC-Rohrleitungen ab der Phase „Warnstufe Extreme Kälte“ zu schützen, indem mindestens 2 Stunden pro Tag eine SEC-Pumpe auf dem stillgelegten Strang in Betrieb genommen wird, um ein Vereisen des SEC-Auslassstutzens zu verhindern (die Wasserzirkulation in den Rohrleitungen schützt vor Vereisung).

In Phase B werden diese Risiken einer Nichteinhaltung durch eine bauliche Änderung der Wärmedämmung der ASG-Nachspeiseleitungen durch SER in den Stollen unter dem Maschinenraum sowie durch die Wärmedämmung und Begleitheizung dieser Leitungen im Maschinenraum (PNPP1722) behoben.

Zusammenfassung des Zustands

des Blocks Die Änderungen:

- PNPP1722 „Begleitheizung und Wärmedämmung der ASG-Versorgung durch SER“,
- PNRL1955 „Änderung der Sollwerteinstellung der DVN-Lufterhitzer“,

wurden im Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die aus den „Grand Froid“-Studien resultierenden konzeptionellen Änderungen wurden in der Betriebsdokumentation berücksichtigt.

2.2.1.10 Beeinträchtigungen der Kältequelle

Allgemeiner Teil – Lagerung

❖ **Hintergrund und Gegenstand der Studien**

Im Rahmen des 4. RP 900 besteht das von EDF angestrebte Ziel zur Verbesserung der Sicherheit hinsichtlich spezifischer Beanspruchungen der Kaltwasserquelle darin, die Robustheit der Anlagen gegenüber diesen Beanspruchungen oder Phänomenen durch die Konkretisierung der Sicherheitsanforderungen für die Pumpstationen zu überprüfen.

Die Beanspruchungen „*Frasil*“ und „Vereisung“, „*Niedrigster Sicherheitswasserstand (PBES)*“ sowie „*Eintreffen von* Kohlenwasserstoffschichten“ wurden bei der Auslegung und/oder Überprüfung

Schutz der Blöcke bereits ab dem 3. RP 900 ausdrücklich berücksichtigt.

Nach den einschneidenden Ereignissen im Jahr 2009 (Verstopfung der vorderen Rechen in Chooz durch aktives Frasil, verschiedene Vorfälle von Verstopfungen durch Pflanzenreste in Blayais und Cruas) hat EDF die Sicherheitsanforderungen an die Systeme der Pumpstationen weiterentwickelt, um:

- das System der *„Vorfiltration des Rohwassers*“ als Unterstützung für die Sicherheitsfunktion *„Filtration des* Rohwassers“ zu integrieren,
- alle externen Einflüsse oder für die Kaltwasserquelle spezifischen Phänomene zu berücksichtigen (einschließlich massiver Eintrag von Verstopfungsmaterial (AMC) sowie Versandung/Verschlammung),
- plausible Häufungen oder Kombinationen dieser Einflüsse oder Phänomene zu berücksichtigen.

Diese Aspekte waren Gegenstand einer Untersuchung im Rahmen des Themas *„Anfälligkeit von Kühlwasserquellen gegenüber externen* Einflüssen“ der Arbeitsgruppe REX 2009–2011.

Das Sicherheitsreferenzsystem für Pumpstationen für das 4. RP 900 berücksichtigt diese verschiedenen Untersuchungen und insbesondere folgende Punkte:

- Verbesserung der Charakterisierung des Vereisungsphänomens und der Berücksichtigung der Kumulierung von „extremer Kälte“ und „Niedrigwasser“ durch die Entwicklung der Methodik „Vereisung“,
- Berücksichtigung des Kombinationsereignisses *„Frasil* + Wintertiefstand“,
- Änderung des Schutzkonzepts gegen Frasil bei gekühlten Blöcken mit offenem Kreislauf,

❖ **Zusammenfassung der Studien**

➢ **Niedrigster Sicherheitswasserstand (PBES), Frasil, massiver Zulauf von Sedimenten (AMC), Zulauf einer Kohlenwasserstoffschicht, Versandung/Verlandung**

Die Ergebnisse dieser Studien und die sich daraus ergebenden Änderungen werden im Abschnitt zu den spezifischen Merkmalen der Blöcke vorgestellt, da sie standortabhängig sind.

➢ **Eisbildung**

Die Studien zeigen, dass die 900er-Standorte der CPY-Stufe in ihrem derzeitigen Zustand robust sind. Für den 4. RP 900 sind daher keine zusätzlichen Änderungen erforderlich.

➢ **Verschärfungsfaktor und Empfindlichkeit gegenüber längeren Betriebszeiten (WENRA)**

Die Sensitivitätsstudien hinsichtlich eines Aggravators oder längerer Bedienerverzögerungen zeigen, dass:

- die Anwendung eines Verschärfungsfaktors gemäß den für Belastungsstudien festgelegten allgemeinen Regeln keine Auswirkungen auf die für die Kaltquelle spezifischen Belastungen hat,
- die Berücksichtigung einer Bedienerverzögerung von 35 Minuten für Maßnahmen vor Ort stellt die Schlussfolgerungen der Robustheitsanalysen der Pumpstationen hinsichtlich der für die Kaltquelle spezifischen Beanspruchungen nicht in Frage.

Spezifischer Teil zu Block 2 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

- *Niedrigster Sicherheitswasserstand (PBES)*

Der Pegel der PBES des Kernkraftwerks Blayais wurde neu bewertet. Die mit den neuen PBES-Werten durchgeführte Überprüfung der Versorgung der Sicherheitspumpen kommt zu dem Schluss, dass die bestehenden Vorkehrungen ohne zusätzliche Änderungen robust sind.

Die Pegelmessungen stromabwärts der Filtertrommeln ermöglichen die automatische Auslösung der CRF-Pumpen, sobald ein außergewöhnlich niedriger Pegelschwellenwert erreicht wird (PNPP1123). Der Auslöseschwellenwert für die CRF-Pumpe wurde auf -4,10 m NGFO neu festgelegt (PNPP1760).

- *Frasil*

EDF setzt im Kernkraftwerk Le Blayais die Änderung PNPP1723 „Parade Frasil“ um, die darin besteht, heißes Wasser aus den SEC-Ableitungen paarweise vor den Vorfiltergittern einzuleiten, in Anlehnung an das Referenzdokument „Pumpstation“

- *Massiver Zustrom von Verstopfungsmaterial (AMC)*

Das Kernkraftwerk Blayais ist durch folgende Vorrichtungen gegen das Szenario „Massiver Zustrom von Verstopfungsmaterial“ geschützt:

- die Vorfiltergitter, die den Schutz der CFI-Filtertrommeln gewährleisten, indem sie das Eindringen von großteiligem Schmutz in die Dichtungsöffnungen der Filtertrommeln verhindern, und die im Rahmen der Änderung PNPP1917 eingesetzt werden;
- die CFI-Filtertrommeln, die eine physikalische Barriere gegen die Verstopfungsstoffe bilden;
- die Hochdruckreinigung (2 CFI 001 bis 004 PO) und die langsame Drehung der CFI-Filtertrommeln, wodurch die auf den Filterplatten angesammelten Fremdkörper entfernt werden können;
- die Messungen des Druckverlusts der CFI-Filtertrommeln in Verbindung mit einer Automatik, die bei starker Verstopfung die CRF-Pumpen auslöst (PNRL1928);
- Füllstandsmessungen hinter den CFI-Filtertrommeln in Verbindung mit einer Automatik, die bei Erreichen eines niedrigen Füllstands die CRF-Pumpen auslöst;
- Das Schließen der Absperrventile zwischen den Blöcken und Reihen, um die Ausbreitung von Ablagerungen zu begrenzen.

EDF setzt im Kernkraftwerk Blayais die Änderung PNPP1917 „Einbau von Vorfiltergittern“ um, die darin besteht, CFI-Vorfiltergitter in der Pumpstation zu installieren, um der Kombination aus „externer Überflutung + AMC“ standzuhalten, in Anlehnung an das Referenzhandbuch für Pumpstationen.

- *Eintreffen einer Kohlenwasserstoffschicht*

Das Kernkraftwerk Blayais gilt als anfällig für eine „Kohlenwasserstoffbelastung“, da die Wahrscheinlichkeit besteht, dass sich eine Kohlenwasserstoffschicht vor den Wasserentnahmestellen bildet.

Studien zur Analyse der Fähigkeit der Systeme der Pumpstation, dem Eindringen einer Ölschicht standzuhalten, kommen zu dem Schluss, dass der Standort Blayais robust ist.

Der Schutz der Reaktorblöcke am Standort Blayais vor Kohlenwasserstoffen wird gewährleistet durch:

- Vereinbarungen mit den Behörden, die es dem Kernkraftwerk ermöglichen, so früh wie möglich über das Vorhandensein einer Ölschicht alarmiert und über deren Entwicklung auf dem Laufenden gehalten zu werden;
- spezifischer Betriebsanweisungen, die die Abschaltung der Blöcke und deren Aufrechterhaltung in einem sicheren Zustand vor dem tatsächlichen Eintreffen der Ölschicht am Standort vorschreiben;
- Darüber hinaus werden die Maßnahmen gegen die Bedrohung „massiven Eintritts von Verklumpungen“, ergänzt durch die Anwendung von Verhaltensanweisungen, die im Falle eines nachgewiesenen Vorhandenseins von Kohlenwasserstoffen an der Pumpstation die Abschaltung der Blöcke vorschreiben, gewährleisten den Schutz der Sicherheitskreisläufe vor Kohlenwasserstoffteppichen, deren Vorhandensein möglicherweise nicht im Vorfeld erkannt wird.

- *Versandung/Verschlammung*

Die Wasserentnahmestellen des Kernkraftwerks Blayais bestehen aus zwei Bauwerken, die jeweils einem Blockpaar gemeinsam sind und als „Viperköpfe“ bezeichnet werden. Da sich diese Bauwerke auf dem Grund der Gironde befinden, ist der Standort anfällig für die Beeinträchtigung durch Versandung/Verschlammung.

Die Risikokontrolle hinsichtlich der Versandung/Verschlammung der Wasserentnahmestelle basiert auf der Durchführung regelmäßiger bathymetrischer Überwachungen, der Einhaltung von Ausbaggerungskriterien und der Durchführung von Ausbaggerungsmaßnahmen, sobald diese Kriterien erreicht sind.

Für die übrigen Anlagen der Pumpstation dienen die Erfahrungen vor Ort (REX) und die Einführung geeigneter organisatorischer Maßnahmen (Überwachungen, Festlegung von Reinigungskriterien für die Pumpstation sowie damit verbundene Reinigungs- und Wartungsmaßnahmen), die auf den vor Ort umgesetzten Basisprogrammen zur vorbeugenden Instandhaltung (PBMP) und auf standortspezifischen Wartungsplänen basieren, gewährleisten die Widerstandsfähigkeit der Bauwerke gegenüber dem Phänomen der Versandung/Verschlammung.

❖ **Fazit**

Die wichtigsten Änderungen gegenüber dem Sicherheitsreferenzrahmen der Pumpstation werden im Rahmen des 4. RP 900 umgesetzt.

All diese Maßnahmen sowie die Aktualisierung der Studien zur Pumpstation unter Einbeziehung der seit 2012 ergangenen Anweisungen ermöglichen es, den Schutz der Kaltquellen der Anlage vor Angriffen oder Phänomenen wie PBES, Frasil, Vereisung, AMC, Kohlenwasserstoffen und Versandung/Verschlammung nachzuweisen.

Bilanz zum Zustand des Blocks

Änderungen:

- PNPP1123 „Einführung der Messung des Pegels hinter der Filtration mit Auslösung der Pumpen zur bei sehr niedrigem Pegel hinter der Filteranlage“,
- PNPP1760 „Verbesserung der Messkette für die Filtration und der Auslösung der zugehörigen Produktionspumpen sowie Erstellung einer Übersicht zur Überwachung des Rohwasserflusses im Kontrollraum“,
- PNPP1917 „Austausch der Vorfiltergitter, um sie widerstandsfähig gegen den massiven Zustrom von Verstopfungsmaterial zu machen“,
- PNRL1928 „Einstellung des Auslöseschwellenwerts für die Umwälzpumpen“,

wurden im Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPP1723 „Einrichtung einer Winterrückführung im Falle eines Frasil“ wird im Block 2 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen eines spezifischen Zeitplans umgesetzt, wobei die Integration spätestens im November 2027 vorgesehen ist.

2.2.1.11 Starke Winde und durch starken Wind verursachte herumfliegende Gegenstände

Allgemeiner Teil – Lagerung

❖ **Hintergrund und Gegenstand der Studien**

Das Ziel für das 4. RP 900 besteht darin, die zu berücksichtigende Windstärke gemäß den 2009 geänderten Regeln „Schnee und Wind 65“ neu zu bewerten. Die Untersuchung dieses Themas im Rahmen des 3. RP 1300 führt zudem dazu, nach möglichen lokalen Schwachstellen an den Bauwerken zu suchen, die den Schutz der im Inneren der Gebäude befindlichen Anlagen gefährden könnten (d. h. Berücksichtigung der Ziele im Inneren

, hinter Schwachstellen wie Türen und Durchbrüchen).

❖ **Zusammenfassung der Studien**

Was die Neubewertung der Windstärken betrifft, so haben die durchgeführten Studien gezeigt, dass die Aktualisierung der Schnee- und Windvorschriften nicht zu einer Erhöhung der Windstärken geführt hat. Die Robustheit der Ziele gegenüber den aktualisierten Windstärken ist daher gerechtfertigt.

Für den Kernkraftwerksblock zeigen die durchgeführten Studien hinsichtlich der Einwirkung von durch starke Winde erzeugten Projektilen (PGGV) gemäß dem Stand des 4. RP 900, dass die Anlagen ohne zusätzliche Änderungen gegen diese Einwirkung robust sind.

Für den konventionellen Block werden die Untersuchungen hinsichtlich der Einwirkung von durch starken Wind erzeugten Projektilen (PGGV) im Zustand des 4. RP 900 sowie die sich daraus möglicherweise ergebenden Änderungen im Abschnitt zu den blockspezifischen Besonderheiten dargestellt, da diese standortabhängig sind.

EDF hat zudem überprüft, dass kein Risiko einer durch starken Wind verursachten Überdrehzahl der Ventilatoren besteht.

Schließlich hat EDF im Anschluss an die Untersuchung des Themas „PGGV“ im Rahmen des 3. RP 1300 Betriebsvorschriften vorgesehen, die bei starkem Wind die Durchführung von Sichtprüfungen an den für starken Wind anfälligen EIP vorschreiben. Das Ziel dieser besonderen Betriebsvorschrift (RPC) ist es, sicherzustellen, dass die Anlagen nach einem Sturm keine Schäden aufweisen, um den sicheren Weiterbetrieb zu gewährleisten.

➢ **Erschwerender Umstand und Zeitempfindlichkeit des Betreibers (WENRA)**

Die Berücksichtigung eines erschwerenden Faktors und der Anfälligkeit gegenüber der Reaktionszeit des

Bedienpersonals hat keine Auswirkungen auf die Anlage. Denn:

- Es ist keine aktive Ausrüstung erforderlich, um den Schutz vor starkem Wind zu gewährleisten,
- es sind keine Maßnahmen des Bedienpersonals erforderlich, um den Schutz vor starkem Wind zu gewährleisten.

Spezifischer Teil zu Block 2 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

- *Konventionelle Insel*

Die im Hinblick auf einen PGGV-Angriff durchgeführten Untersuchungen, im Zustand des 4. RP 900 zeigen, dass Sicherheitsziele, die sich im Inneren der Notpumpstation des Blocks befinden, aufgrund der Schutzmaßnahmen, die im Rahmen früherer Umbauten zur Abwehr von durch starken Wind erzeugten Projektilen oder zur starken Abschwächung der direkten Windeinwirkung getroffen wurden, nicht mehr gefährdet werden können. Im Rahmen der VD4-Phasen A und B sind keine weiteren Änderungen hinsichtlich der Umsetzung zusätzlicher Schutzmaßnahmen gegen die Risiken durch starken Wind und durch starken Wind erzeugte Projektile vorgesehen.

- *Kernkraftwerksbereich*

Der Reaktorblock Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

❖ **Fazit**

EDF hat ergänzende PGGV-Studien durchgeführt, um das Schutzniveau der Sicherheitsziele zu erhöhen.

Für den Kernkraftwerksbereich sind keine Änderungen erforderlich. Für den konventionellen Bereich sind Verstärkungsmaßnahmen an den Anlagen vorgesehen, die im Rahmen des 4. RP 900 umgesetzt werden.

Entsprechend den Beschlüssen für das 3. RP 1300 führt EDF eine RPC durch, die darin besteht, die Anlagen nach einem Sturm zu inspizieren, um sicherzustellen, dass keine Schäden an den Anlagen vorliegen, und den Betrieb unter Einhaltung aller Sicherheitsanforderungen fortzusetzen.

Die Sensitivitätsanalyse hinsichtlich des erschwerenden Faktors und der Reaktionszeit des Bedienpersonals gemäß den WENRA-Referenzwerten kommt zu dem Schluss, dass keine Auswirkungen auf die Anlage oder deren Betrieb bestehen.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Sonderbetriebsvorschrift „Durchführung von Sichtprüfungen an starkwindanfälligen EIP bei starkem Wind“ wurde im Block 2 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt.

Es gibt keine Änderungen zu diesem Thema im Block 2 des Kernkraftwerks Blayais.

2.2.1.12 Tornado

Allgemeiner Teil – Anlagenteile

❖ **Hintergrund und Gegenstand der Untersuchungen**

Im Rahmen des 4. RP 900 hat EDF eine Tornado-Auslegungsstufe für die Anlagen festgelegt.

❖ **Zusammenfassung der Studien**

Die Referenz-Tornado-Stufe zielt darauf ab, Gefahrenereignisse mit einer Häufigkeit von mehr als einem Referenzwert von 10^{-4} pro Jahr abzudecken. Auf der Grundlage der Bewertung der Eintrittswahrscheinlichkeit von Tornados liegt die jährliche Überschreitungshäufigkeit einer maximalen Tornado-Windgeschwindigkeit von 29 m/s (eine Geschwindigkeit, die einem Tornado der Stufe EF0 auf der Enhanced-Fujita-Skala entspricht) in der Zone „Océanique“ in der Größenordnung von $3{\cdot}10^{-5}$ pro Jahr und in der Zone „Reste de la France“ in der Größenordnung von $1{,}1{\cdot}10^{-5}$ pro Jahr. Die Windgeschwindigkeiten eines Tornados der Intensität EF0 liegen somit innerhalb der Bandbreite der Windgeschwindigkeiten eines Tornados, der dem Referenzwert von 10^{-4}/Jahr entspricht, sowohl für die Küstenzone als auch für das übrige Frankreich.

Daher entspricht die von EDF für den Auslegungsbereich gewählte Referenz-Tornado-Stufe EF0, sowohl für die Küstenregion als auch für das übrige Frankreich. Die verschiedenen Auswirkungen des Tornados sind:

- der dynamische Winddruck,
- allfällig aufgewirbelte und beschleunigte Projektile,
- der plötzliche Druckabfall im Zentrum des Wirbels.

Für den Referenz-Tornado gilt:

- wird der vom Wind ausgeübte dynamische Druck durch die Auslegung der Gebäude und Bauwerke abgedeckt, die höhere Windlasten vorschreibt,
- die hypothetischen Projektile werden durch die im Rahmen der Referenzbelastung „Durch starken Wind erzeugte Projektile“ (PGGV) untersuchten Projektile abgedeckt (vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1.11),
- der Unterdruck im Zentrum des Wirbels ist weder für die Gebäude noch für die Ventilatoren maßgebend. Die

Robustheit des CPY-Lagers gegenüber den Auswirkungen des Referenztornados, der einem

Tornado der Stufe EF0, wird durch die Berücksichtigung schwerwiegenderer Phänomene bei der Auslegung gewährleistet.

Darüber hinaus wird EDF im Rahmen der weiteren Prüfungen der generischen Phase des 4. RP 900 spätestens fünf Jahre nach Vorlage des Abschlussberichts der Überprüfung als Referenzgefahrenstufe einen Tornado der Intensität EF2 auf der Fujita-Skala zugrunde legen, definiert durch die für diese Intensität charakteristische durchschnittliche Windgeschwindigkeit von 55,5 m/s. In diesem Zusammenhang wird EDF die Verstärkung des Schornsteins des BAN auf der CPY-Ebene (PNPE1323) vornehmen. Diese Verstärkung auf EF2-Niveau deckt die auf der CPY-Ebene zu berücksichtigende Windstärke ab (vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1.11). EDF wird gegebenenfalls nach Abschluss der Studien zur Anpassung des EF2-Referenzrahmens weitere Änderungen festlegen.

Ergänzend dazu hat EDF eine Studie zu Tornados und den damit verbundenen Phänomenkombinationen durchgeführt. Diese Studie zeigt, dass die durch die Gewitterzelle verursachten Gefahren nicht zum gleichen Zeitpunkt und am gleichen Ort auftreten, mit Ausnahme des Regens, dessen Eigenschaften jedoch nicht maßgebend sind. Es ist daher nicht erforderlich, neue Szenarien mit mehreren Gefahrenfaktoren in das Tornado-Referenzsystem aufzunehmen.

Die Berücksichtigung des erschwerenden Faktors und der Anfälligkeit gegenüber der Reaktionszeit des Bedieners gemäß den WENRA-Referenzwerten hat keine Auswirkungen auf die Anlage oder deren Betrieb. Denn:

- Es ist keine aktive Ausrüstung erforderlich, um den Schutz vor Tornados zu gewährleisten;
- es sind keine Maßnahmen des Bedienpersonals erforderlich, um den Schutz vor Tornados zu gewährleisten.

❖ **Fazit**

Die Untersuchungen zum Referenz-Tornado (Intensitätsstufe EF0 auf der Fujita-Skala) zeigen, dass die Maßnahmen, die im Rahmen der Reaktorauslegung sowie gemäß den Referenzrahmen „Starkwind“ und „Durch Starkwind erzeugte Geschosse“ getroffen wurden, die Anlage gegenüber dieser Einwirkung widerstandsfähig machen.

Im Rahmen der Folgemaßnahmen zur Anweisung zum 4. RP 900 wird die in der Sicherheitsnachweisführung berücksichtigte Referenz-Tornado-Stufe spätestens fünf Jahre nach Einreichung des RCR erhöht (Intensitätsstufe EF2 auf der Fujita-Skala).

Spezifischer Teil zu Block 2 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais weist im Vergleich zum Block „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPE1323 „Verstärkung des BAN-Schornsteins für SMS, starken Wind und Tornado der Intensitätsstufe EF2“ wird im Rahmen einer spezifischen Planung am Block 2 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt, wobei die Integration spätestens in Phase B des 4. RP 900 vorgesehen ist.

2.2.1.13 Blitzschlag und externe elektromagnetische Störungen (EMS)

Allgemeiner Teil „Palier“

❖ **Hintergrund und Gegenstand der Studien**

EDF hat im Rahmen des 4. RP 900 neue Sicherheitsanforderungen für diese Einwirkungen definiert, die darauf abzielen, im Falle von Blitzeinschlägen das Erreichen und Aufrechterhalten eines sicheren Zustands der Blöcke zu gewährleisten und radioaktive Freisetzungen zu begrenzen, wobei mögliche durch Blitzschlag induzierte Effekte berücksichtigt werden.

Die Methodik zur Analyse der Robustheit der Anlagen gegenüber Blitzeinschlägen und externen elektromagnetischen Störungen wurde aktualisiert.

Sie besteht in der Durchführung von Studien, die für jeden Standort dokumentiert sind in:

- *der „Blitzauswirkungsanalyse*“ (AIF), die sich auf die dem Strahlungsfeld ausgesetzten Außenanlagen bezieht. Ihr Ziel ist es:
  - die Auswirkungen von Blitzeinschlägen auf die Außenanlagen, Dächer und Fassaden der sogenannten „*Zielgebäude*“ (die EIP enthalten) des Kernkraftwerks zu analysieren,
  - Empfehlungen zu geben, um die Auswirkungen von Blitzeinschlägen auf ein Niveau zu reduzieren, *das* mit den Sicherheitszielen im Inneren der sogenannten *„Zielgebäude“* vereinbar ist.
- Die *„Berechnungsanleitung für Überspannungen*“ betrifft die elektrischen Verbindungen zwischen Gebäuden, über die im Falle eines Blitzeinschlags in ein Gebäude Überspannungen weitergeleitet werden können. Sie hat zum Ziel:
  - die Anfälligkeit der gebäudebezogenen Verbindungen zu analysieren, indem Überspannungsberechnungen an den Verbindungen durchgeführt werden, die an die sogenannten „Zielgebäude“ angeschlossen sind,
  - eine Liste der Schutzmaßnahmen zu erstellen, die an den zu schützenden Verbindungen zu installieren sind.

Zur Ermittlung potenzieller Blitzeinschlagspunkte (Wahrscheinlichkeit, dass ein Zielgebäude von einem Blitz getroffen wird) stützt sich EDF auf die Norm NF-EN-62305-1.

❖ **Zusammenfassung der Studien**

Nach Abschluss der Studien „*Blitzschlag und externe elektromagnetische* Störungen“ setzt EDF die Änderung „Blitzschutz“ (PNPP1951) um, die je nach Standort die Installation von Schutzvorrichtungen wie Blitzableitern, Blitzableiterspitzen oder Abdeckungen sowie den Einbau eines Blitzableiters in die Sekundärseite der Hilfstransformatoren oder in Freiluftstationen vorsieht (PNPE1477).

EDF geht davon aus, dass ein Sonnensturm, der gleichzeitig an mehreren Kernkraftwerksstandorten zu lang anhaltenden externen Spannungsausfällen führen könnte, ein äußerst seltenes Ereignis ist. Es erscheint nicht notwendig, dieses Ereignis speziell zu berücksichtigen, da die Sicherheitsrichtlinien für den Kernkraftwerkspark von EDF bereits lang anhaltende Spannungsausfälle von bis zu 15 Tagen abdecken.

Im Anschluss an die Prüfung im Rahmen des GP Agressions des 4. RP 900 hat EDF die Auswirkungen der durch einen Blitzschlag ausgestrahlten Felder auf die Ausrüstungen zur Abwehr von Einwirkungen (EDA) im Zusammenhang mit Bränden und internen Explosionen analysiert. Die Analyse kommt zu dem Schluss, dass die Strahlungsfelder aufgrund der Eigenschaften dieser Geräte und ihrer Anordnung in den Räumlichkeiten keine Auswirkungen auf diese EDA haben.

Hinsichtlich der Empfindlichkeit dieser Studien gegenüber erschwerenden Faktoren und der Reaktionszeit des Bedieners (WENRA-Referenzwerte) wurden keine Auswirkungen festgestellt, da:

- keine aktiven Geräte erforderlich sind, um den Blitzschutz zu gewährleisten,
- keine Maßnahmen des Bedienpersonals erforderlich sind, um den Blitzschutz zu gewährleisten.

❖ **Fazit**

Die im Rahmen des Schutzes vor den Einwirkungen *„Blitzschlag und externe elektromagnetische* Störungen“ durchgeführten Untersuchungen haben gezeigt, dass an allen Standorten nur ein begrenzter Änderungsbedarf besteht, um die im Rahmen des 4. RP 900 umgesetzten Blitzschutzziele zu erreichen.

Spezifischer Teil zu Block 2 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPP1951 „Blitzschutz und Schutz vor externen elektromagnetischen Störungen

“ wurde am Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPE1477 „Einbau eines Überspannungsschutzes im Sekundärkreis der Hilfstransformatoren“ wird am Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration spätestens in Phase B der Änderungen des 4. RP 900 vorgesehen ist.

2.2.1.14 Neige

Allgemeiner Teil „Lagerung“

❖ **Hintergrund und Gegenstand der Untersuchungen**

Ziel ist es, die Robustheit der Sicherheitsziele bei einer neu bewerteten Schneebelastung gemäß den Regeln „*Schnee und Wind*“ von 1965, Ausgabe 2009, sicherzustellen.

Die Gebäude und Anlagen der Kernkraftwerksblöcke des Palier CPY wurden gemäß den Regeln „*Schnee und* Wind“ aus dem Jahr 1965, die zum Zeitpunkt ihrer Auslegung galten. Diese Vorschriften wurden seit der Erstausgabe mehrfach aktualisiert, wobei die beiden letzten Aktualisierungen aus den Jahren 2000 und 2009 stammen. Im Rahmen des 4. RP 900 werden die im Falle einer äußeren Einwirkung durch Schnee erforderlichen EIPS anhand der Schneelasten aus der aktualisierten Fassung der Vorschriften „*Schnee und Wind*“ (Ausgabe 2009) überprüft.

Das Vorgehen besteht darin, die Lasten NV2000 und NV2009 zu vergleichen und sicherzustellen, dass die zu schützenden Sicherheitsobjekte hinsichtlich der 2009 aktualisierten klimatischen Lasten korrekt dimensioniert sind.

❖ **Zusammenfassung der Untersuchungen**

Für alle Standorte des CPY-Stufenprojekts hat die Weiterentwicklung der „*Schnee- und* Windvorschriften“ 65 zwischen den geänderten Vorschriften von 2000 und den geänderten Vorschriften von 2009 keine Auswirkungen. Die klimatischen Lasten bleiben unverändert oder verringern sich im Vergleich zu *den „NV65*-Vorschriften“, Ausgabe 2000.

Sowohl für den Kernkraftwerksbereich als auch für den konventionellen Bereich ergaben die Nachweise, dass die Bauwerke und Ausrüstungen den „*NV65-Regeln*“ der Ausgabe 2009 genügen. Im Rahmen des 4. RP 900 sind daher keine Änderungen erforderlich.

Hinsichtlich der Sensitivität dieser Studien gegenüber dem Verschärfungsfaktor und der Bedienerverzögerung (WENRA-Referenzwerte) wurden keine Auswirkungen festgestellt, da:

- keine aktiven Einrichtungen erforderlich sind, um den Schutz vor Schnee zu gewährleisten,
- keine Maßnahmen des Betreibers erforderlich sind, um den Schutz vor Schnee zu gewährleisten.

❖ **Fazit**

Die für die Standorte des Palier CPY durchgeführten Untersuchungen kamen zu dem Ergebnis, dass die Bauwerke und Ausrüstungen den Vorschriften der NV65, Ausgabe 2009, entsprechen. Die Sensitivitätsanalysen unter Berücksichtigung des erschwerenden Faktors und der Reaktionszeit des Betreibers (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1) kommen zu dem Ergebnis, dass keine Auswirkungen auf die Anlage oder deren Betrieb bestehen.

Spezifischer Teil zu Block 2 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Es gibt keine Änderungen zu diesem Thema beim Block 2 des Kernkraftwerks Blayais.

2.2.1.15 Beherrschung des industriellen Risikos

Allgemeiner Teil „Palier“

❖ **Hintergrund und Gegenstand der Untersuchungen**

➢ **Industrielle Aktivitäten und Transport gefährlicher Güter außerhalb des Kernkraftwerks**

Die Beherrschung der Risiken im Zusammenhang mit dem industriellen Umfeld und den Verkehrswegen erfordert die Überwachung der entsprechenden Umgebung und die Bewertung der damit verbundenen Risiken für die Kernkraftwerksanlagen. Die Risikoanalyse basiert auf der Anwendung der grundlegenden Sicherheitsvorschrift RFS I-2.d.

Die berücksichtigten Gruppen potenzieller Gefahrenquellen sind:

- Ortsfeste Industrieanlagen wie Lagerstätten und Produktionsanlagen;
- Transportleitungen (Gas- und Ölpipelines);
- Die verschiedenen Transportarten für Gefahrgut (Straße, Schiene, Binnenschifffahrt oder Seeverkehr) außerhalb des Standorts.

Über die allgemeinen Ziele hinaus, die für alle im Rahmen des 4. RP 900 zu berücksichtigenden Einwirkungen gelten, zielt das von EDF angestrebte Ziel der Verbesserung der Sicherheitsanforderungen zur Beherrschung der mit dem industriellen Umfeld und den Verkehrswegen verbundenen Risiken auf die Aktualisierung der Unfallparameter unter Berücksichtigung der neuesten verfügbaren Informationen ab.

Im Rahmen des 4. RP 900 berücksichtigt EDF zudem die von der ASN im Rahmen des 3. RP 1300 formulierten Anforderungen, die EDF insbesondere dazu veranlasst haben, die Methodik zur Bewertung des Begriffs „Unfallstatistik“ zu aktualisieren.

➢ **Interner Transport gefährlicher Güter innerhalb des Kernkraftwerks**

Im Rahmen des 4. RP 900 hat EDF der ASN einen Rahmenvermerk zur „Methodik zur Behandlung der Risiken im Zusammenhang mit dem Transport gefährlicher Güter innerhalb der Kernkraftwerke“ übermittelt, der für alle Sicherheitsstufen gilt und als Grundlage für die Erstellung standortspezifischer Studien für jedes Kernkraftwerk dient. Diese Methodik berücksichtigt die von der ASN formulierten Anforderungen, die darauf abzielen, die von EDF im Rahmen des 3. RP 1300 vorgelegten Risikostudien zum internen Transport gefährlicher Güter zu ergänzen.

❖ **Zusammenfassung der Studien**

➢ **Industrielle Aktivitäten und Transport gefährlicher Güter außerhalb des Kernkraftwerks**

Die RFS I-2.d definiert unter anderem die Liste der Industrieanlagen und Verkehrswegen, die Risiken für Kernreaktoren darstellen können.

Die mit dem industriellen Umfeld verbundenen Risiken wurden bei der Auslegung der Anlagen durch den Standardschutz deterministisch berücksichtigt. Die Bemessung der Bauwerke erfolgte im Hinblick auf das Phänomen einer detonationsartigen Explosion.

Die Widerstandsfähigkeit gegen Druckwellen betrifft Gebäude und Ingenieurbauwerke, die Anlagen gewährleisten oder beherbergen, welche die drei Sicherheitsfunktionen der RFS I-2.d erfüllen, sowie die Öffnungen dieser Gebäude (Zugangstüren und Lüftungsöffnungen).

Gemäß der RFS I-2.d beträgt die Größenordnung der Grenzwahrscheinlichkeit für die Akzeptanz einer inakzeptablen Freisetzung radioaktiver Stoffe an der Standortgrenze für alle von außen stammenden, mit menschlichen Aktivitäten verbundenen Einwirkungen 10^{-6} pro Jahr und Reaktor für jede der folgenden Funktionen:

- Reaktorabschaltung und Abbau der Restleistung;

- Lagerung abgebrannter Brennelemente;
- Aufbereitung radioaktiver Abfälle.

Um der Summierung der Unfallwahrscheinlichkeiten unterschiedlicher Ursachen mit ähnlichen Folgen Rechnung zu tragen, legt die RFS I-2.d für jede betrachtete Gruppe von Einwirkungsquellen eine Grenzgröße für die Eintrittswahrscheinlichkeit des Ereignisses von 10^{-7} pro Jahr und Reaktor fest.

Im Anschluss an die Behandlung des Themas *„industrielle* Risiken“ im Rahmen des 3. RP 1300 hat EDF die Methodik zur Bewertung industrieller Risiken im Rahmen des 4. RP 900 weiterentwickelt.

Das Thema umfasst zwei Arbeitsschwerpunkte:

- Überwachung des industriellen Umfelds und der Verkehrswege: EDF plant eine Aktualisierung der Daten zum industriellen Umfeld jedes Standorts;
- Die Bewertung der damit verbundenen Risiken für die Anlagen. EDF hat seine Methodik im Rahmen des Arbeitsprogramms des 4. RP 900 aktualisiert. Die Studien stützen sich auf die im Rahmen des 3. RP 1300 erstellten aktualisierten Unfallstatistikparameter, die für das 4. RP 900 übernommen wurden.

Das Sicherheitsziel der Studien des 4. RP der 900-MWe-Generatorstufe besteht darin, diese Wahrscheinlichkeit anhand aktualisierter Daten zur Unfallstatistik und der standortspezifischen Umgebungsdaten neu zu bewerten. Zu diesem Zweck werden die folgenden Daten aktualisiert:

- Die Werte der Unfallparameter;
- Die standortspezifischen Umweltdaten: Standorte von ICPE, Rohrleitungen, Verkehrswege mit dem damit verbundenen Gefahrguttransport.

Die Ergebnisse der Studien zur industriellen Risikokontrolle und die sich daraus ergebenden möglichen Änderungen werden im Abschnitt über die spezifischen Merkmale der Blöcke dargestellt, da sie standortabhängig sind.

Hinsichtlich der Sensitivität dieser Studien gegenüber erschwerenden Faktoren und der Reaktionszeit des Bedienpersonals (WENRA-Referenzwerte) werden keine Auswirkungen festgestellt, da:

- die Häufigkeit des Auftretens der Einwirkung sehr gering ist und eine Kumulierung mit einem Ausfall aktiver Anlagen unter das Restrisiko fällt;
- zum Schutz vor industriellen Risiken sind keine Maßnahmen des Betreibers erforderlich.

➢ **<u>Interner Transport gefährlicher Güter innerhalb des Kernkraftwerks</u>**

Durch die Entkopplung von den Risikostudien im Zusammenhang mit dem industriellen Umfeld besteht das Ziel darin, das Risiko eines Ausfalls der in der RFS I-2.d definierten Funktionen zu begrenzen.

Nach der Prüfung des Themas im Rahmen des 3. RP 1300 hat EDF die Methodik „interner Transport gefährlicher Güter“ aktualisiert und dabei die folgenden ergänzenden Elemente der ASN berücksichtigt:

- Ausgangspunkt ist eine deterministische Analyse, bei der alle gefährlichen Phänomene untersucht werden, die aus einem internen Transportunfall resultieren können, einschließlich Brände, Explosionen und Freisetzungen gefährlicher Stoffe sowie deren Auswirkungen auf die Sicherheitsziele, bevor die Wahrscheinlichkeit der Erreichung der maximal zulässigen Belastungswerte für diese Ziele bewertet wird,
- die Bewertung der mit Lkw-Bränden verbundenen Risiken zu vertiefen.

Ziel der Studie ist es, die mit dem Transport gefährlicher Güter, die auf das Gelände gelangen (oder es verlassen), verbundenen Explosions-, Brand- und toxischen Risiken zu bewerten.

Die Ergebnisse dieser Studie und die sich daraus möglicherweise ergebenden Änderungen werden im Abschnitt über die spezifischen Merkmale des Blöcks dargestellt, da sie standortabhängig sind.

Abschnitt speziell zu Block 2 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

➢ **Industrielle Aktivitäten und Transport gefährlicher Güter außerhalb des Kernkraftwerks**

Aufgrund der Besonderheiten der Umgebung des Kernkraftwerks Blayais werden nur Luftrisiken und Risiken im Zusammenhang mit dem externen Transport gefährlicher Güter über Verkehrswegen berücksichtigt. ICPE-Anlagen und Rohrleitungen sind vom Untersuchungsbereich ausgeschlossen, da sie weit vom Zielbereich des Kernkraftwerks entfernt sind und/oder keine Gefahrenquelle darstellen.

- *Explosionsrisiko*

Ziel der Studie ist es, das Explosionsrisiko einer explosiven Gaswolke mit oder ohne Abdrift zu bewerten, das mit Industrieanlagen und dem Transport gefährlicher Güter außerhalb des Kernkraftwerks Blayais in dessen Nähe verbunden ist.

Die durchgeführten deterministischen und probabilistischen Untersuchungen ergeben, soweit erforderlich, ein vernachlässigbares Explosionsrisiko (in der Größenordnung von 10^{-10} pro Jahr und Reaktor) für den Straßen-, Schienen- und Binnenschiffsverkehr.

- *Toxisches Risiko*

Ziel der Studie ist es, das Vergiftungsrisiko für das Personal im Kontrollraum im Zusammenhang mit Industrieanlagen und externen Gefahrguttransporten auf den Verkehrswegen in der Nähe des Kernkraftwerks Blayais zu bewerten und somit den möglichen Verlust der Fähigkeit der Bediener im Kontrollraum zu quantifizieren, den Reaktorblock durch eine Vergiftung in einem sicheren Zustand zu halten.

Die berücksichtigten Gefahrenereignisse sowie die Entfernungen in Bezug auf die verschiedenen Verkehrswege schließen die verschiedenen Szenarien sowohl deterministisch als auch probabilistisch aus. Die Studie zeigt, dass das Risiko eines Ereignisses (in der Größenordnung von 10^{-10} pro Jahr und Reaktor) für den Straßen-, Schienen- und Binnenschiffsverkehr vernachlässigbar ist.

- *Externes Brandrisiko*

Ziel der Studie ist es, für die betreffenden Produkte das Risiko eines Brandes, der Auswirkungen auf das Kernkraftwerk hat, sowie das Risiko einer Vergiftung durch die beim Brand entstehenden Rauchgase für das Bedienpersonal im Kontrollraum zu bewerten.

Die thermischen Folgen eines Brandes auf einem Schiff, das Kohlenwasserstoffe in der Gironde-Mündung transportiert, wurden analysiert. Das Szenario eines Flächenbrandes kann auch auf Straßen auftreten. Angesichts der Entfernung der Verkehrswege zum Kernkraftwerk und der daraus resultierenden Wirkungsentfernungen hat das Auftreten eines Flächenbrandes, unabhängig von der betrachteten Achse und der Form der Brandfläche, keine Auswirkungen auf die Sicherheit des Kernkraftwerks Blayais.

- *Fazit*

Die ermittelte Wahrscheinlichkeit einer inakzeptablen Freisetzung radioaktiver Stoffe am Rand des Kernkraftwerks Blayais beträgt einige 10^{-9} pro Jahr und Reaktor für alle von außen stammenden, durch menschliche Aktivitäten bedingten Einwirkungen.

Diese Ergebnisse für das Kernkraftwerk Blayais entsprechen den in der RFS I-2.d festgelegten Richtwerten.

➢ **Transport gefährlicher Güter innerhalb des Kernkraftwerks**

Die Untersuchung der mit dem Transport gefährlicher Güter verbundenen Risiken kommt zu dem Schluss, dass die gesetzlichen Anforderungen hinsichtlich des Transports gefährlicher Güter und der Auslegung der baulichen Anlagen es ermöglichen, das Risiko einer Explosion, eines Brandes und der Freisetzung gefährlicher Stoffe durch einen Lkw, der gefährliche Güter innerhalb eines Standorts transportiert, zu begrenzen. Diese Untersuchung belegt, dass kein mit dem Transport gefährlicher Güter verbundenes Gefahrenereignis Auswirkungen auf die Sicherheit des Kernkraftwerks Blayais hat.

❖ **Fazit**

Industrielle Aktivitäten und Gefahrguttransporte außerhalb des Kernkraftwerks

Durch die Aktualisierung der Methodik konnten die Ergebnisse der thematischen Prüfung im Rahmen der Arbeitsgruppe „Orientierungen 4. RP 900“ berücksichtigt werden. Die im Rahmen des 4. RP 900 für das Kernkraftwerk Blayais durchgeführte Bewertung der von der industriellen Umgebung ausgehenden Risiken rechtfertigt die Angemessenheit der aktuellen Schutzmaßnahmen zur Überprüfung der Einhaltung der Anforderungen der RFS I-2.d.

Interner Transport gefährlicher Güter innerhalb des Kernkraftwerks Blayais

Die Methodik zur Behandlung der Risiken im Zusammenhang mit dem Transport gefährlicher Güter innerhalb von Kernkraftwerken, die die Anweisungen des 3. RP 1300 sowie bestimmte Anforderungen der ASN berücksichtigt, wurde auf das Kernkraftwerk Blayais übertragen. Diese Studie hat gezeigt, dass kein mit dem Transport gefährlicher Güter verbundenes gefährliches Ereignis Auswirkungen auf die Sicherheit des Kernkraftwerks Blayais hat.

Bilanz zum Zustand des Blocks

Es gibt keine Änderungen zu diesem Thema im Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais.

2.2.1.16 Risikokontrolle im Luftverkehr

Allgemeiner Teil – Reaktorblock

❖ **Hintergrund und Gegenstand der Studien**

Die Beherrschung des Luftrisikos basiert auf der Überwachung des luftfahrttechnischen Umfelds der Standorte und der anschließenden Bewertung der damit verbundenen Risiken für die kerntechnischen Anlagen. Die Analyse des Luftrisikos stützt sich auf die Anwendung der Grundsätzlichen Sicherheitsvorschrift (RFS) I-2.a.

Über die allgemeinen Ziele hinaus, die für alle im 4. RP 900 zu berücksichtigenden Einwirkungen gelten (vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1) zielt das von EDF angestrebte Ziel der Verbesserung der Sicherheitsanforderungen zur Beherrschung des Luftrisikos auf die Aktualisierung der Eingabedaten (Flugverkehr, Sicherheitsziele) unter Berücksichtigung der neuesten verfügbaren Informationen ab. Die generischen Entwicklungen, die für alle Bedrohungsszenarien gelten (vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1), werden ebenfalls berücksichtigt.

❖ **Zusammenfassung der Studien**

Diese Bedrohung wurde bereits in der Planungsphase durch die bautechnische Auslegung bestimmter Strukturen im Hinblick auf den Aufprall von Projektilen aus der allgemeinen Luftfahrt berücksichtigt.

Anlässlich der regelmäßigen Überprüfungen werden die Luftrisiken gemäß der Grundsicherheitsregel I-2.a neu bewertet, die auf einem probabilistischen Ansatz basiert, um das Risiko einer inakzeptablen Freisetzung radioaktiver Stoffe an der Standortgrenze zu bewerten.

Gemäß dieser Grundsicherheitsvorschrift (RFS) liegt die Grenzwertrichtgröße für die Wahrscheinlichkeit einer inakzeptablen Freisetzung radioaktiver Stoffe an der Standortgrenze bei 10^{-6} pro Jahr und Reaktor für jede der folgenden Funktionen:

- Reaktorabschaltung und Abbau der Restleistung,
- Lagerung abgebrannter Brennelemente,
- Aufbereitung radioaktiver Abwässer.

Um der Summierung der Unfallwahrscheinlichkeiten unterschiedlicher Ursachen mit ähnlichen Folgen Rechnung zu tragen, legt die RFS I-2.a für jede betrachtete Familie von Einwirkungsquellen eine Grenzgröße für die Eintrittswahrscheinlichkeit des Ereignisses von 10^{-7} pro Jahr und Reaktor fest.

Das Sicherheitsziel der Studien zum 4. RP 900 besteht darin, diese Wahrscheinlichkeit anhand aktueller Daten zur Unfallstatistik und der standortspezifischen Umgebungsdaten neu zu bewerten. Für jeden Standort wird ein probabilistischer Ansatz zur Bewertung der Risiken durch den Flugverkehr auf der Grundlage der standortspezifischen Daten und der Zielflächen erstellt.

Zu diesem Zweck werden die folgenden Daten aktualisiert:

- die Werte der Unfallstatistikparameter,
- die standortspezifischen Daten: Lage der Flughäfen/Flugplätze, Flugverkehrsdaten,
- die Werte der virtuellen Flächen (Flächen der Strukturen, die dem Risiko eines Flugzeugabsturzes ausgesetzt sind).

Die Unfallparameter, deren Gültigkeit standortunabhängig ist, wurden anhand der neuesten verfügbaren Daten aktualisiert.

Die virtuellen Flächen hängen von den Sicherheitszielen ab, die im Hinblick auf das Risiko eines „*Flugzeugabsturzes*“ zu berücksichtigen sind; diese entsprechen der Gesamtheit der Strukturen und Ausrüstungen, die für die drei gemäß RFS I-2.a definierten Funktionen erforderlich sind. Die Liste der Sicherheitsziele sowie die zugehörigen virtuellen Flächen wurden im Rahmen des 4. RP 900 aktualisiert, um den Ergebnissen der Überprüfung des 3. RP 1300 Rechnung zu tragen.

Die Ergebnisse der Studien zum Luftfahrtrisiko werden im Abschnitt über die spezifischen Merkmale der Bauphase dargestellt, da sie standortabhängig sind.

Die Änderungen der Anforderungen hinsichtlich des allgemeinen Angriffsszenarios (vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1) haben keine Auswirkungen auf dieses Thema:

- Es ist keine aktive Ausrüstung erforderlich, um die Beherrschung des Luftrisikos zu gewährleisten,
- es sind keine Maßnahmen seitens des Betreibers erforderlich, um die Beherrschung des Flugrisikos zu gewährleisten.

Ergänzend zu dem oben beschriebenen probabilistischen Ansatz hat EDF für alle Blöcke der CPY-Generation nachgewiesen, dass der Absturz eines für die allgemeine Luftfahrt repräsentativen Luftfahrzeugs auf die am stärksten exponierte Seite des Brennelementgebäudes weder ein Risiko einer mechanischen Beschädigung der Brennelemente noch einen Verlust des Wasserbestands im Lagerbecken zur Folge hat.

Spezifischer Teil zu Block 2 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Die Ergebnisse der Studie zeigen, dass die Wahrscheinlichkeit einer inakzeptablen Freisetzung radioaktiver Stoffe an der Grenze des Kernkraftwerks Blayais aufgrund des Flugverkehrs

- weniger als 10^{-6} pro Jahr und Reaktor für jede der drei Funktionen (Reaktorabschaltung und Aufrechterhaltung des kalten Stillstands, Lagerung abgebrannter Brennelemente, Aufbereitung radioaktiver Abfälle),
- weniger als 10^{-7} pro Jahr und Reaktor für jede der drei Funktionen und pro Luftfahrtkategorie (Allgemeine Luftfahrt, kommerzielle Luftfahrt und militärische Luftfahrt).

Diese Ergebnisse stehen im Einklang mit den in der RFS I-2.a festgelegten Richtwerten.

❖ **Schlussfolgerung**

Die im Rahmen des 4. RP 900 durchgeführten Studien zielen darauf ab, die Akzeptanz des mit dem Flugverkehr verbundenen Risikos unter Berücksichtigung der neuesten Unfallstatistiken nachzuweisen. Die im Rahmen des 4. RP 900 für das Kernkraftwerk Blayais durchgeführte Bewertung der durch den Flugverkehr verursachten Risiken ermöglicht es, die Angemessenheit der aktuellen Schutzmaßnahmen zu begründen und die Einhaltung der Anforderungen der RFS I-2.a zu überprüfen.

Zusammenfassung des Zustands des Reaktorblocks

Es gibt keine Änderungen zu diesem Thema beim Block 2 des Kernkraftwerks Blayais.

2.2.1.17 Ergänzende Untersuchungen

Allgemeiner Teil – Reaktorblock

➢ **Radiologische Folgen von Störfällen**

❖ **Hintergrund und Gegenstand der Studien**

Die Bewertung der radiologischen Folgen von Störfällen ist ein wesentlicher Bestandteil des Sicherheitsnachweises: Sie ermöglicht es, die Eignung der Anlage zur Erfüllung ihrer Funktion der Eindämmung radioaktiver Stoffe nachzuweisen.

Ziel dieses Vorgehens ist es, die Akzeptanz der radiologischen Folgen von Störfällen internen oder externen Ursprungs zu überprüfen – ergänzend zur Untersuchung des Störfalls selbst und zur Untersuchung der radiologischen Folgen der im Sicherheitsnachweis berücksichtigten Auslegungsunfälle.

Er besteht darin, unter den Szenarien interner oder externer Einwirkungen, die radiologische Folgen nach sich ziehen können, Szenarien mit Einwirkungen auf die Hülle zu identifizieren und anschließend die Akzeptanz ihrer radiologischen Folgen im Hinblick auf die Dosisgrenzwerte zu überprüfen, die mit den Auslegungsbetriebsbedingungen verbunden sind, welche den äquivalenten Eintrittswahrscheinlichkeiten entsprechen.

❖ **Zusammenfassung der Studien**

Die für das 3. RP 1300 angewandte Methodik wird für das 4. RP 900 fortgeführt. Die wichtigsten Schritte der Methodik werden in den folgenden Abschnitten zusammengefasst.

- Identifizierung der Hüllszenarien:

Die für die Identifizierung der Szenarien zur Mobilisierung der Quellterme geltenden Regeln und Untersuchungsannahmen entsprechen den in den Referenzdokumenten zu Einwirkungen definierten Regeln zur Untersuchung von Einwirkungen.

Angesichts der großen Anzahl von Situationen, die Gegenstand einer Überprüfung sein können (Blockkonfigurationen, Ausgangszustände, Einwirkungsarten, Standorte …), und um eine zufriedenstellende Überprüfung durchzuführen, bevorzugt die Methode einen Nachweis auf der Grundlage einer begrenzten Anzahl ausgewählter Szenarien, die aufgrund ihres Rahmencharakters herangezogen werden.

Diese Szenarien können direkt aus den Belastungsstudien stammen oder als „Entkopplungsszenarien“ ausgewählt werden, um die Analyse zu vereinfachen (Szenarien, die einerseits von den Belastungsstudien und andererseits von den daraus resultierenden thermohydraulischen Situationen und Funktionsabläufen entkoppelt sind).

Die Überprüfungsmethode ermöglicht es, Belastungen auszuschließen, bei denen aufgrund der bei der Auslegung der Gebäude und/oder Systeme getroffenen Vorkehrungen kein Risiko radiologischer Folgen besteht (einschließlich auf der Grundlage probabilistischer Kriterien unter Anwendung der Grundlegenden Sicherheitsregeln).

- Bewertung der radiologischen Folgen der Szenarien:

Die Methode zur Überprüfung der radiologischen Folgen der Hüllszenarien stützt sich auf folgende Grundsätze:

- Die Methode bevorzugt qualitative Argumente oder bereits vorliegende Berechnungen; spezielle Berechnungen werden nur dann herangezogen, wenn dies erforderlich ist;
- spezielle Berechnungen können auf der Grundlage realistischer Annahmen in Betracht gezogen werden, die gleichzeitig angemessen konservativ und mit den Regeln zur Analyse von Einwirkungen vereinbar sind.

- Beurteilung der Eintrittswahrscheinlichkeit der Szenarien:

Die Bewertung der Eintrittswahrscheinlichkeit der Hüllszenarien kann auf qualitativen oder quantitativen Ansätzen beruhen. Ist eine Bewertung der Eintrittswahrscheinlichkeit unter Berücksichtigung des aktuellen Wissensstands nicht möglich, zieht EDF eine Einordnung dieser Eintrittswahrscheinlichkeit vor und vergleicht die Ergebnisse der Hüllszenarien unter strengerer Bewertung mit den Dosisgrenzwerten der Kategorie, die der höchsten Eintrittswahrscheinlichkeit innerhalb des Einordnungsrahmens entspricht.

Wenn ein Hüllszenario ausreichend geringe radiologische Folgen aufweist, ist die Bestimmung seiner Eintrittswahrscheinlichkeit nicht mehr von Bedeutung. In der Praxis hat EDF einen Dosiswert festgelegt, unterhalb dessen die Eintrittswahrscheinlichkeit der Einfallszenarien nicht untersucht wird. Dieser Dosiswert wurde auf den Entkopplungswert von 0,5 mSv festgelegt, was der Hälfte des jährlichen Grenzwerts für die effektive Dosis bei der Exposition der Bevölkerung gegenüber ionisierender Strahlung entspricht (Artikel R1333-11 des Gesetzes über das öffentliche Gesundheitswesen).

- Vergleich der radiologischen Folgen mit den Grenzwerten:

Sobald die Wahrscheinlichkeit des Szenarios eingegrenzt wurde, kann der Vergleich der radiologischen Folgen in Form eines Hüllkurvenszenarios mit den Dosisgrenzwerten der Kategorie durchgeführt werden, die der Obergrenze des Eingrenzungsbereichs entspricht (was den strengsten Dosisgrenzwerten entspricht).

Die ausgewählten Rahmen-Szenarien sind die Szenarien, die mit folgenden Einwirkungen verbunden sind:

- Durch starken Wind verursachte herumfliegende Gegenstände;
- Erdbeben;
- Rohrleitungsausfälle und interne Überflutung;
- Brand.

Ein Rahmen-Szenario für die Einwirkungsart „interne Explosion“ wird ebenfalls im Hinblick auf die Robustheit definiert.

Die folgenden Einwirkungsarten werden durch die Anwendung der entsprechenden grundlegenden

Sicherheitsvorschriften berücksichtigt:

- Risiken im Zusammenhang mit dem industriellen Umfeld und den Verkehrswegen – Explosionen außerhalb des Standorts;
- Risiken im Zusammenhang mit Flugzeugabstürzen.

Durch Anwendung der Grundlegenden Sicherheitsregeln wird für diese Einwirkungen überprüft, dass die Wahrscheinlichkeit einer inakzeptablen Freisetzung radioaktiver Stoffe an der Standortgrenze unter 10^{-6} pro Jahr und Reaktor liegt.

Bestimmte Einwirkungen, die zu Szenarien mit dem Einsatz von Strahlenquellen sehr geringer Aktivität führen können oder hinsichtlich der Freisetzungen durch andere Szenarien abgedeckt sind, waren nicht Gegenstand einer speziellen Bewertung der radiologischen Folgen.

Schließlich können bestimmte Störfälle keine Szenarien hervorrufen, die zu radiologischen Folgen führen.

Die Ergebnisse dieser Studien haben die Akzeptanz der radiologischen Folgen aller ausgewählten Szenarien aufgrund ihres Umfassungscharakters nachgewiesen.

❖ **Fazit**

Die Überprüfung der Akzeptanz der radiologischen Folgen von Einwirkungen interner oder externer Herkunft erfolgte gemäß der für das 3. RP 1300 angewandten Methodik. Die Ergebnisse der Studien belegen die Akzeptanz der radiologischen Folgen der Einwirkungen im Hinblick auf die für das 4. RP 900 angestrebten Ziele.

➢ **<u>Zugänglichkeit der Räumlichkeiten zur Durchführung von Maßnahmen im Falle eines Angriffs</u>**

Die Zugänglichkeitsanalyse dient dazu, sicherzustellen, dass die Störfälle keine Veränderungen der Umgebungsbedingungen hervorrufen, die die Durchführung der vor Ort erforderlichen Maßnahmen zur Bewältigung eines Störfalls beeinträchtigen könnten. Die Maßnahmen, deren Durchführung kurzfristig erforderlich ist, werden analysiert, um die Einhaltung der Sicherheitsziele der Störfallszenarien zu gewährleisten.

In einer Angriffssituation sind die Umgebungsbedingungen, die sich ungewöhnlich verändern können, vielfältiger Natur und spezifisch für jeden der betrachteten Angriffe.

Der Ansatz zur Zugänglichkeit der Räumlichkeiten in Angriffssituationen besteht darin, diejenigen zu ermitteln, die anhand der folgenden Kriterien eine nachweisliche Herausforderung darstellen:

- Notwendigkeit, Maßnahmen vor Ort durchzuführen, um den Angriff selbst oder dessen funktionale Folgen zu bewältigen,
- sowie das Vorliegen von Umgebungsbedingungen, die durch den Angriff verursacht werden und die Räumlichkeiten, in denen Maßnahmen erforderlich sind, unzugänglich machen können (z. B. Rauch und Feuer bei einem Brandangriff oder Wind und Geschosse bei einem PGGV-Angriff).

Die folgenden Gefahrenlagen wurden anhand dieser Kriterien überprüft:

- Innenüberflutung und Rohrleitungsausfälle,
- Erdbeben,
- Brand,
- externe Überschwemmung,
- extreme Kälte,
- Hitzewelle,
- PGGV.

Nach Abschluss aller im Rahmen des 4. RP 900 auf der CPY-Stufe durchgeführten Überprüfungen stellen die Umgebungsbedingungen in den Räumlichkeiten, in denen Maßnahmen zur Bewältigung von Störfällen erforderlich wären, die Fähigkeit der Einsatzkräfte nicht in Frage, die erforderlichen Maßnahmen in diesen Räumlichkeiten über den erforderlichen Zeitraum hinweg durchzuführen.

Ergänzend dazu hat EDF in Anwendung der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [FOH-B] die tatsächliche Fähigkeit der Einsatzkräfte vor Ort überprüft, die Räumlichkeiten zu betreten und dort die im Nachweis der nuklearen Sicherheit im Falle eines Angriffs erforderlichen Maßnahmen durchzuführen (z. B. Zugänglichkeit der Kontroll- und Steuerungselemente, Fähigkeit zur Durchführung der Maßnahmen beim Tragen von persönlicher Schutzausrüstung, Verfügbarkeit der Werkzeuge, für den Zugang erforderliche Zeit). Die von EDF im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung der Reaktoren der 900-MWe-Klasse vorgesehenen Maßnahmen lauten wie folgt:

- Betriebsanpassung, um den Einsatz von Selbstüberwachungszellen zu ermöglichen, mit denen die RCV-RIS-Ventile im Falle eines APRP4 vom BL aus betätigt werden können. Geplante Änderung in Phase B;
- Umsetzung des Leitfadens zum Strahlenschutz bei radiologischen Notfällen spätestens in der Ergänzungsphase B;
- Bereitstellung der Liste der Räume, die Umwälzkreisläufe (Unfälle ohne und mit Kernschmelze) und/oder Durchführungen durch den Sicherheitsbehälter enthalten, an den Betreiber spätestens in der Ergänzungsphase B;
- Aktualisierung der Sonderbetriebsvorschrift für schwere Wetterereignisse, um im Falle einer Vorwarnung vor starkem Wind die Vorab-Ausrichtung der Nachspeisung der ASG-Abdeckung durch SER zu verlangen. Aktualisierung in Phase B (Ergänzungen) vorgesehen.

Darüber hinaus wird derzeit auf der CPY-Ebene eine Lösung entwickelt, um zu vermeiden, dass in einer H3-Situation im API-Zustand NSO das Innere des BR betreten werden muss. EDF hat sich zum Ziel gesetzt, diese Lösung in der Phase B (Ergänzungen) umzusetzen.

Spezifischer Teil zu Block 2 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais weist hinsichtlich des Betriebszustands keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Es gibt keine Änderungen zu diesem Thema beim Block 2 des Kernkraftwerks Blayais.

2.2.2 Anstreben eines Kernschmelzrisikos, das Einwirkungen von etwa 10^{-6} pro Jahr einbezieht. Reaktor

Allgemeiner Teil „Palier“

In Übereinstimmung mit Artikel 3.3 des geänderten Erlasses vom 7. Februar 2012 werden die probabilistischen Sicherheitsstudien (EPS) der Stufen 1 und 2 von EDF im Rahmen der Überprüfungen ergänzend zu den deterministischen Analysen herangezogen, um das Risiko einer Kernschmelze und das Risiko radioaktiver Freisetzungen zu bewerten und so das Sicherheitsniveau der Anlagen einzuschätzen. Nach den internen Ereignissen wird der von den EPS abgedeckte Bereich schrittweise auf interne und externe Einwirkungen ausgeweitet.

Für jeden Standort der CPY-Generationsstufe wurde eine „Screening“-Analyse aller Einwirkungen durchgeführt, um auf der Grundlage expliziter Kriterien die Standorte und Einwirkungen zu ermitteln, für die eine probabilistische Analyse geeignet sein könnte. Diese Analyse zur Auswahl externer Einwirkungen, die für eine probabilistische Bewertung der radiologischen Risiken in Frage kommen, wird nach einer Methodik durchgeführt, die dem internationalen Stand der Technik entspricht. Diese Methodik identifiziert etwa fünfzig plausible Phänomene, die für jeden der in Betrieb befindlichen Standorte des Parks bewertet werden müssen, und legt verschiedene qualitative und quantitative Kriterien fest, anhand derer die Einwirkungen ausgewählt werden können, für die eine probabilistische Analyse erforderlich sein könnte.

So werden unter den im Anschluss an diese Screening-Analyse ausgewählten Einwirkungen die Relevanz und die Priorisierung der probabilistischen Analysen insbesondere auf der Grundlage folgender Elemente bewertet:

- dem Stand des Wissens über die Charakterisierung (Intensität, Dauer, Häufigkeit…) der betrachteten externen Phänomene,
- der aktuelle Wissensstand hinsichtlich der Charakterisierung der Folgen für die Anlage,
- die mit den Einwirkungen verbundenen Risiken in Abhängigkeit von deren Häufigkeit und potenziellen Folgen,
- die zum Ablauf des 4· RP 900 vorgesehenen Anlagen- und Betriebsänderungen, insbesondere die

Änderungen nach dem Unfall von Fukushima.

Die Beanspruchungen, die im Anschluss an die Screening-Analyse berücksichtigt wurden, für die jedoch die Entwicklung probabilistischer Analysen im Rahmen des 4. RP 900 als nicht relevant erachtet wird, sind zudem Gegenstand einer Begründung, die sicherstellt, dass das damit verbundene Risikoniveau im Hinblick auf die Auslegung des Kraftwerks akzeptabel ist.

Für alle Standorte der CPY-Generation lauten die Schlussfolgerungen der Screening-Analyse wie folgt:

- Die Einwirkungsfaktoren „externe Überschwemmung“ und „Erdbeben“ kommen für eine probabilistische Analyse in Frage.
- Die bestehenden Studien zum Sicherheitsnachweis bezüglich Flugzeugabsturz und Luftdruckwelle stellen probabilistische Referenzanalysen dar (Anwendung der RFS).
- Hinsichtlich des Risikos eines Meteoriteneinschlags und des damit verbundenen Tsunami-Risikos wird die Entwicklung einer probabilistischen Analyse angesichts des Restrisikos als nicht relevant erachtet.
- Hinsichtlich des erdbebenbedingten Einsturzes von Bauwerken wurde ein vereinfachter und konservativer Ansatz unter Verwendung des EPS-Erdbebenmodells entwickelt.
- Was die „Grands Chauds“ betrifft, wurde die Entwicklung einer probabilistischen Analyse zusätzlich zum deterministischen Ansatz für das 4. RP 900 nicht berücksichtigt, da die Auslegungsspielräume, die Vorhersehbarkeit der Einwirkung und deren ausreichend langsame Kinetik die Einrichtung zusätzlicher Resilienzmaßnahmen ermöglichen.
- Was extreme Winde und Tornados betrifft, wurde die Entwicklung einer probabilistischen Analyse nicht berücksichtigt, da Schutzmaßnahmen gegen durch starke Winde erzeugte Projektile (PGGV) sowie gegen „Hard-Core“-Tornados vorhanden sind, die die Anlage vor höchst unwahrscheinlichen Belastungsstufen schützen (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7).

Schließlich hat EDF im Rahmen des 4. RP 900 eine probabilistische Analyse des Risikos durchgeführt, das mit einer Überschwemmung infolge eines Rohrbruchs im CRF-Kühlwasserkreislauf im Maschinenraum verbunden ist. Die Erkenntnisse aus dieser Analyse werden im Abschnitt über die blockbezogenen Studien vorgestellt, da sie standortabhängig sind.

Das Ziel des probabilistischen Ansatzes besteht darin, die Robustheit der Anlage gegenüber den betrachteten Einwirkungen zu überprüfen, indem die Wahrscheinlichkeit der damit verbundenen Risiken bewertet wird. Dieser Ansatz ermöglicht es, Erkenntnisse zu gewinnen, die die aus dem deterministischen Ansatz gewonnenen ergänzen.

Im Rahmen des 4. RP 900 hat EDF die folgenden probabilistischen Studien durchgeführt (siehe die folgenden Absätze):

- EPS Brand,
- EPS Interne Explosion,
- EPS „Interne Überschwemmung“,
- EPS „Externe Überschwemmung“,
- EPS Erdbeben.

Anmerkung: Dieser Absatz befasst sich ausschließlich mit den Störfällen der Stufe 1 im Zusammenhang mit dem Reaktorgebäude. Die Störfälle der Stufe 2 werden in Abschnitt 4 – Unfälle mit Kernschmelze behandelt. Die Störfälle im Zusammenhang mit der Untersuchung der Freilegung von Brennelementen im Brennelementbecken werden in Abschnitt 3 – Brennelementbecken behandelt.

2.2.2.1 EPS Brand

Im Rahmen des 4. RP 900 führt EDF Brand-EPS der Stufe 1 durch, um die Risiken einer Kernschmelze infolge eines Brandes zu bewerten.

❖ **Methodik**

Die für die Brand-EPS der CPY-Generationsstufe gewählte Methodik orientiert sich an den internationalen Referenzpraktiken und dem Stand der Technik (NUREG CR-6850) und gliedert sich in mehrere aufeinanderfolgende Phasen, die es ermöglichen, die detaillierten Analysen auf die sensibelsten Brandvolumina zu konzentrieren. Sie steht im Einklang mit der für das 3. RP 1300 gewählten und angewandten Methodik.

➢ **Unterteilung in Brandabschnitte und Untersuchungsbereich (Phase 0)**

Das Kernkraftwerk Tricastin, insbesondere die beiden Blöcke 1 und 2, wurde als repräsentativer Referenzstandort der CPY-Stufe für die Brandschutz-EPS-Studie ausgewählt.

Die CPY-Brand-EPS ermöglicht:

- die Bewertung des Kernschmelzrisikos (RFC) infolge eines Brandes (auf der Grundlage eines sogenannten „BR-Modell“ genannten *Modells*) für den Reaktorbetrieb oder den Stillstand (EPS der Stufe 1),
- die Bewertung des Risikos einer Freilegung des im Abklingbecken gelagerten Brennstoffs (auf der Grundlage eines sogenannten „BK-Modells“) für den Reaktor im Leistungsbetrieb oder im abgeschalteten Zustand (EPS der Stufe 1) im Falle eines Brandes im Brennstoffgebäude (BK). Die Ergebnisse dieser EPS werden in Abschnitt 3 dargestellt,
- das Risiko von Freisetzungen in die Atmosphäre im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze infolge eines Brandes zu bewerten (EPS der Stufe 2). Die Ergebnisse dieser EPS werden in Abschnitt 4 – Unfälle mit Kernschmelze – dargestellt.

Der Untersuchungsumfang umfasst den Kernkraftwerksbereich und den konventionellen Bereich der Blöcke 1 und 2 des Kernkraftwerks Tricastin.

➢ **Qualitative Auswahl der Brandvolumina (Phase 1)**

Die funktionalen Auswirkungen eines Brandszenarios auf den untersuchten Block werden ermittelt, indem potenziell ausgelöste Brandauslöser sowie die durch den Brandausfall unbrauchbar gewordenen Anlagen identifiziert werden.

Die erste Phase besteht in der Durchführung einer Funktionsanalyse aller Anlagen und ihrer unterstützenden Funktionen (Elektrik, Belüftung usw.), deren Ausfall durch einen Brand entweder zu einem auslösenden Ereignis oder zum Versagen einer Schutzmaßnahme des EPS-Modells für interne Ereignisse der Stufe 1 führen (oder dazu beitragen) kann. Nach Abschluss dieser Phase werden für die weitere Untersuchung nur noch jene Brandvolumina berücksichtigt, in denen das Auftreten eines Brandes wahrscheinlich zu einem ungewollten Transienten führen kann.

➢ **Quantitative Auswahl der Brandvolumina (Phase 2)**

Ziel der zweiten Phase ist es, eine erste Abschätzung des Kernschmelzrisikos vorzunehmen und die maßgeblichen Brandvolumina zu identifizieren, die einer eingehenden Analyse bedürfen.

Zu diesem Zweck wird für jeden der aus Phase 1 stammenden Brandbereiche eine pauschale Quantifizierung des durch einen Brand verursachten Kernschmelzrisikos vorgenommen. Dabei wird in dieser Phase konservativ davon ausgegangen, dass unabhängig davon, wo in einem Brandbereich der Brand ausbricht, alle darin befindlichen Anlagen systematisch durch den Brand zerstört werden.

Die Brandausbruchswahrscheinlichkeit des Brandbereichs wird aus der Summe der individuellen Brandausbruchswahrscheinlichkeiten aller im Brandbereich vorhandenen „Brandausbruchsquellen“ berechnet.

Am Ende dieser Phase wird jedes Brandszenario, das einen Brandauslöser hervorruft, konservativ modelliert, und die damit verbundenen transienten Vorgänge werden bewertet, um das Risiko einer Kernschmelze infolge eines

Brand. Nach dieser konservativen Quantifizierung werden für eine realistischere Quantifizierung der Brandszenarien nur die Brandvolumina berücksichtigt, die ein überwiegenendes Risiko darstellen. Die Quantifizierung des Risikos der Phase 2 für die Brandvolumina, die nicht für Phase 3 ausgewählt wurden, wird bei der Berechnung des Gesamtrisikos berücksichtigt.

➢ **Detaillierte Analyse der Brandszenarien (Phase 3)**

Ziel dieser Phase ist es, die Quantifizierung des durch einen Brand verursachten Kernschmelzrisikos für die in Phase 2 als vorrangig ausgewählten Brandvolumina zu verfeinern, indem die Art der Brandausbruchsquellen, die physikalische Ausbreitung des Brandes sowie die (automatischen und manuellen) Brandmelde- und Löschvorrichtungen charakterisiert werden.

Auf der Grundlage physikalischer Studien zur Brandausbreitung wird eine realistische Bewertung des Brandszenarios durchgeführt, um für jede Brandursache (materieller und menschlicher Ursprungs) die Ausfallzeit jedes potenziell betroffenen Ziels zu ermitteln.

Im Anschluss an diese Phase wird jedes Brandszenario, das ein in Phase 2 festgelegtes Feuervolumen beinhaltet und einen Zündimpuls auslöst, realistisch modelliert, und die damit verbundenen transienten Vorgänge werden bewertet, um das Risiko einer Kernschmelze infolge eines Brandes abzuschätzen. Die Bewertung des durch einen Brand im Kontrollraum verursachten Risikos wird ebenfalls in dieser Phase der Studie behandelt.

Die Analyse wird durch Szenarien mit mehreren Brandabschnitten ergänzt, die die Ausfallwahrscheinlichkeit der Brandabschnittsbildung (Brandschutzklappen und Brandschutztüren) zwischen zwei benachbarten Brandabschnitten des Elektrikgebäudes berücksichtigen.

Das mit dem Brand-EPS verbundene Gesamt-Kernschmelzrisiko (RFC) ergibt sich dann aus der Summe der in Phase 2 quantifizierten Brandabschnitte, deren RFC konservativ geschätzt wurden, und der realistischeren RFC der in Phase 3 quantifizierten Brandabschnitte.

➢ **Sensitivitäts- und Unsicherheitsanalyse, Zusammenfassung der Ergebnisse (Phase 4)**

Diese letzte Phase der Brand-EPS umfasst:

- die Unsicherheiten zu identifizieren, die die Messungen der Beiträge zum Brandrisiko beeinflussen;
- die Auswirkungen dieser Unsicherheiten auf die Quantifizierung der Risikobeiträge zu bewerten und zu analysieren.

❖ **Erkenntnisse aus den Studien**

Die Brandrisikobewertung (EPS) zeigt den maßgeblichen Beitrag des Elektrikgebäudes zum Risiko einer Kernschmelze infolge eines Brandes auf, wenn der Reaktor in Betrieb ist. Tatsächlich könnte ein Brand im Elektrikgebäude in bestimmten Situationen zum Ausfall des Stromkreises A und der externen Stromversorgungen führen. Die Redundanz der Stromkreise und ihrer internen Stromversorgungen (Dieselgeneratoren), der Schutz von Kabelabschnitten (PNPE1258 und PNPE1277) sowie die Umsetzung der im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung der Reaktorklasse eingeführten „Hard Core"-Maßnahmen ermöglichen es jedoch, dieses Risiko zu verringern.

Die durch die Brand-EPS 900 hervorgehobene Gruppe der vorherrschenden Szenarien entspricht einem Brandausbruch, der die Steuerung der Druckausgleichsventile (SDP) angreift und ein unbeabsichtigtes Öffnen der SEBIM-Ventiltandems zur Folge hat. Eine im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung 900 umgesetzte technische Änderung ermöglicht es, diesem Risiko eines unbeabsichtigten Öffnens der SDP infolge eines Brandes im nicht angeschlossenen RRA-Zustand (PNPE1216) entgegenzuwirken.

Darüber hinaus waren die brandgefährdeten Bereiche des Elektroraums Gegenstand eines Schreibens der Geschäftsleitung an die Leiter der Kernkraftwerke. In diesem Schreiben wird darum gebeten, den mit diesen Räumlichkeiten verbundenen Sicherheitsaspekten besondere Aufmerksamkeit zu widmen.

Die mehrraumige Brandschutzsimulation hat die Bedeutung der Brandabschnittsbildung und der Brandmeldeanlagen für die Brandbekämpfung und die Eindämmung der Brandausbreitung deutlich gemacht.

Das für diesen Störfall geschätzte Risiko einer Kernschmelze liegt in der Größenordnung von einigen 10^{-6} pro Jahr und Reaktor.

❖ **Antwort auf die Vorschrift [AGR-E-I]**

EDF hat geeignete Betriebsvorschriften definiert und umgesetzt, die Maßnahmen zur Begrenzung der Wärmebelastung und zur Kontrolle von Arbeiten, die einen Brand auslösen könnten, in den folgenden Räumen vorsehen:

- Räume, in denen ein Brand erheblich zum Risiko einer Kernschmelze oder der Freilegung von Brennelementen im Brennelementlagerbecken beiträgt;
- Räume, deren Brandabschnittsbildung durch mindestens eine Tür gewährleistet ist, deren geöffneter Zustand im Brandfall zu einer erheblichen Erhöhung des Risikos einer Kernschmelze oder zum Ausfall der redundanten Wasserzufuhr- oder Kühlsysteme des Brennelementlagerbeckens führt.

2.2.2.2 EPS Interne Explosion

EDF hat eine probabilistische Analyse des Risikos einer internen Explosion durchgeführt, die auf der Bewertung der Häufigkeit der Bildung einer explosionsfähigen Atmosphäre (ATEX) infolge eines Lecks an den demontierbaren Verbindungsstellen in den Wasserstoffkreisläufen der Anlage basiert. Diese Analyse wird durch eine Bewertung der Folgen der Explosion für die Anlage ergänzt.

❖ **Methodik**

Der von EDF umgesetzte Ansatz ist innovativ, da es auf internationaler Ebene bisher keine probabilistische Analyse zum Risiko einer internen Explosion und keinen detaillierten methodischen Leitfaden gibt.

Die Analyse umfasst alle Bereiche, in denen aufgrund einer Wasserstofffreisetzung die Gefahr der Bildung einer explosionsfähigen Atmosphäre besteht, deren Explosion Auswirkungen auf die Sicherheit der Anlage haben kann.

Es handelt sich dabei um folgende Bereiche:

- die Räume von BAN und BW, in denen sich Wasserstoffkreisläufe mit demontierbaren Bauteilen (Ventile, Klappen, Mannlöcher, Messgeräte usw.) befinden,
- die Räume, in denen wasserstofferzeugende Prozesse stattfinden (Batterieräume),
- der Maschinenraum.

Die entwickelte Methodik ermöglicht es, im Einklang mit dem zeitlichen Ablauf des Störfalls die Häufigkeit der Bildung einer explosionsfähigen Atmosphäre (ATEX) und deren Zündwahrscheinlichkeit zu bewerten und daraus anhand der Analyse der Folgen für die Anlage das Risiko einer dadurch verursachten Kernschmelze abzuleiten.

➢ **Bewertung der Häufigkeit der Bildung einer explosionsfähigen Atmosphäre (ATEX)**

Für jeden Raum basiert die Bewertung der Häufigkeit der Entstehung einer ATEX auf der Identifizierung von Szenarien, die zu einer Wasserstoffkonzentration führen können, die über der unteren Explosionsgrenze (festgelegt auf 4 % Wasserstoff) liegt, unter Berücksichtigung:

- Ereignisse wie menschliches Versagen oder Materialfehler, die zur Bildung einer ATEX führen können,
- die vorgesehenen Maßnahmen zur Verhinderung der Entstehung einer ATEX: Belüftung, Absperrventile, Rückschlagklappen, menschliches Handeln.

➢ **Berechnung der Zündwahrscheinlichkeit dieser ATEX**

In Situationen, in denen die Verweildauer der ATEX zeitlich begrenzt ist, wird die Entzündungswahrscheinlichkeit der ATEX anhand von 3D-Ausbreitungsberechnungen der Wasserstoffwolke im Raum bewertet.

➢ **Analyse der Auswirkungen der Explosion auf die Anlagen**

Dieser Schritt stützt sich auf die vorherige Identifizierung der Räume, die potenziell vom durch die Explosion verursachten Überdruck betroffen sind, wobei die vereinfachte und sehr konservative Annahme getroffen wird, dass die gesamte in diesen Räumen befindliche Ausrüstung verloren geht. Eine Funktionsanalyse ermöglicht es anschließend, eine Verbindung zwischen der vermeintlich verlorenen Ausrüstung und

- den durch diese Verluste ausgelösten Unfallszenarien (sogenannte induzierte Auslöser),
- den durch die Explosion außer Betrieb gesetzten Sicherheitssystemen.

Schließlich werden die Maßnahmen des Bedienpersonals nach dem Unfall (z. B. Maßnahmen vor Ort) analysiert und ihre Ausfallwahrscheinlichkeit unter Berücksichtigung der durch die Explosion verschlechterten Rahmenbedingungen streng bewertet. Für jeden Raum, in dem es zu einem ATEX-Ereignis kommen kann, wird dann das von der Explosion bedingte Risiko einer Kernschmelze bestimmt, wobei für jeden Zustand des Reaktorkessels das durch die Explosion ausgelöste Szenario berücksichtigt wird, das zur höchsten Häufigkeit einer Kernschmelze führt.

➢ **Gesamtbewertung des Kernschmelzrisikos**

Das Gesamtrisiko für alle Räume der Anlage wird ermittelt, indem die Beiträge zum Kernschmelzrisiko aller für jeden Raum berücksichtigten Szenarien addiert werden. Auf diese Weise lässt sich das durch eine interne Explosion verursachte Gesamtkernschmelzrisiko bewerten.

➢ **Risikogerechter Ansatz**

Gemäß den behördlichen Vorgaben (Artikel 1.1 des geänderten Erlasses vom 7. Februar 2012) wurde ein risikoproportionaler Ansatz umgesetzt. Daher wird die vollständige oder teilweise Anwendung dieses Ansatzes je nach Fall angepasst. So wird für den Maschinenraum die Explosionswahrscheinlichkeit direkt anhand der Erfahrungswerte bewertet. Für Räume mit Batterien wird keine

der Entzündung gemäß ATEX bewertet: Jedes ATEX-Szenario wird konservativ mit einer sicheren Explosion in Verbindung gebracht.

❖ **Erkenntnisse aus den Studien**

Die erzielten Ergebnisse zeigen, dass das Risiko einer internen Explosion unter Kontrolle ist; das Risiko einer Kernschmelze liegt in der Größenordnung von einigen 10^{-6} pro Jahr und Reaktor.

Angesichts des Risikos, das von den im BL befindlichen Batterieräumen ausgeht, wurde beschlossen, eine Änderung umzusetzen, um die Ansammlung von Wasserstoff in den Batterieräumen zu verhindern (PNPE1330). Insbesondere für den Raum L311 ist die Installation eines passiven autokatalytischen Rekombinators (RAP) vorgesehen.

2.2.2.3 EPS für interne Überflutung

Im Rahmen des 4. RP 900 hat EDF eine interne Überschwemmungsstudie der Stufe 1 in Übereinstimmung mit internationalen Praktiken durchgeführt.

❖ **Methodik**

Der für die EPS „Interne Überflutung“ der CPY-Stufe gewählte Ansatz basiert auf den Empfehlungen des EPRI-Leitfadens 1019194 „Guidelines for Performance of Internal Flooding Probabilistic Risk Assessment“ vom Dezember 2009. Diese Methodik steht im Einklang mit der internationalen Praxis. Sie gliedert sich in zwei Phasen:

➢ **Qualitative Bewertung (Phase 1)**

Zunächst wird das Kernkraftwerk Tricastin als repräsentativer Referenzstandort der CPY-Stufe für die Untersuchung der internen Überflutung ausgewählt. Konkret wird Block 1 für die Bewertung herangezogen. Interne Überflutungszonen (ZII) werden entsprechend den Schnittstellen zwischen den Räumlichkeiten definiert. Jede interne Überschwemmungszone ist durch physische Barrieren, die die Ausbreitung des Wassers begrenzen, von ihren Nachbarzonen getrennt. Innerhalb dieser Zonen werden die verschiedenen potenziellen Überschwemmungsquellen, die betroffenen Anlagen sowie die verschiedenen Ausbreitungswege der Überschwemmung außerhalb dieser Zone erfasst. Zur Ergänzung der zuvor gesammelten Informationen wird zudem eine detaillierte Inspektion vor Ort durchgeführt.

Am Ende dieser Phase erfolgt schließlich eine qualitative Auswahl der Zonen und Quellen für interne Überschwemmungen, um diejenigen Quellen aus dem Untersuchungsumfang auszuschließen, die keinen Einfluss auf die Sicherheit des Reaktorblocks haben.

➢ **Quantitative Bewertung (Phase 2)**

In dieser Phase werden die Szenarien für eine interne Überflutung anhand des betroffenen Bereichs, der Quelle und der Überflutungsmenge charakterisiert.

Die funktionalen Auswirkungen eines Überflutungsszenarios auf den untersuchten Reaktorblock werden ermittelt, indem potenziell ausgelöste Auslöser sowie die durch die Überflutung außer Betrieb gesetzten Anlagen identifiziert werden. Zu diesem Zweck ermöglichen Massenbilanzberechnungen zwischen dem in einen Bereich einströmenden Durchfluss und den Abflussmengen in andere Bereiche die Ermittlung der durch die Überflutung erreichten Wasserhöhe und damit der betroffenen Anlagenkomponenten.

Anschließend werden die Hochwasserhäufigkeiten für jedes zuvor charakterisierte Szenario berechnet, wobei einerseits das Auftreten von Dammbrüchen und andererseits menschliches Versagen vor dem Unfall (Wartung, Fehler bei der Leitungsführung) als potenzielle Ursachen für eine interne Überflutung berücksichtigt werden.

Die Benachteiligung des Betriebs nach einem Unfall wird ebenfalls berücksichtigt, sofern erforderlich. Darüber hinaus können menschliche Maßnahmen zur Eindämmung der Überflutung von Fall zu Fall bewertet werden, sofern dies relevant ist.

Am Ende dieser Phase wird jedes interne Überflutungsszenario, das einen Auslöser hervorruft, modelliert, und die damit verbundenen Transienten werden bewertet, um das Risiko einer Kernschmelze infolge einer internen Überflutung abzuschätzen.

❖ **Erkenntnisse aus den Studien**

Die Sicherheitsüberprüfung „Interne Überflutung" verdeutlicht den maßgeblichen Beitrag des Elektrikgebäudes zum Risiko einer Kernschmelze infolge einer internen Überflutung, wenn der Reaktor in Betrieb ist. Tatsächlich könnte eine Überflutung des Elektrikgebäudes in bestimmten Situationen zum Ausfall des Stromkreises A und der externen Stromversorgungen führen. Die Redundanz der Stromversorgungswege und ihrer internen Stromversorgungen (Dieselgeneratoren) sowie die Umsetzung der im Rahmen der 4. Sicherheitsüberprüfung der 900-MWe-Generationsstufe eingeführten „Hard Core"-Maßnahmen ermöglichen eine erhebliche Verringerung dieses Risikos.

Darüber hinaus haben die Erkenntnisse aus den internen Überschwemmungs-Sicherheitsanalysen (EPS) der Baureihe CPY zur Umsetzung der Änderung „Schutz vor interner Überschwemmung der Räume des Strompfads B auf Ebene 4 des Elektrikgebäudes – Bodensiphon" (PNPE1279) geführt. Diese Änderung zielt darauf ab, eine Wasseransammlung in den Räumen des Trakts B auf Ebene 4 des Elektrikgebäudes zu verhindern, wenn die Überschwemmung aus den Räumen des Trakts A stammt. Zudem wurde die Dichtheit der Bodenöffnungen der ARE-VVP-Kammern bei einer Wasserhöhe von 50 cm überprüft; sie verhindert eine Ausbreitung in die darunterliegenden Räume, falls das Wasser aus diesen Räumen stammt.

Die Umsetzung dieser Änderung sowie die Einführung der „Noyau Dur"-Maßnahmen im Rahmen des 4. RP 900 ermöglichen eine erhebliche Verringerung des Risikos einer Kernschmelze, das sich dann auf etwa 10^{-6} pro Jahr und Reaktor beläuft.

2.2.2.4 EPS bei externer Überflutung

Die Sicherheitsmaßnahme „Externe Überflutung" wurde erstmals für die in Betrieb befindlichen Reaktoren im Rahmen des 4. RP 900 entwickelt und angewendet und stellt somit eine technische Innovation im Bereich der Sicherheitsmaßnahmen für den französischen Reaktorpark dar.

❖ **Methodik**

Die externe Überflutungs-Sicherheitsbewertung der CPY-Generation wird für jeden der korrosionsanfälligen Blöcke durchgeführt – sofern nicht die Repräsentativität bestimmter Blöcke nachgewiesen werden kann –, und zwar für alle Gebäude und alle Betriebszustände bei im Reaktorbehälter befindlichem Brennstoff. Der für die Untersuchung des Flusshochwassers vorgesehene allgemeine Analyseansatz umfasst drei Schritte:

- Schritt 1 *„Charakterisierung des* Risikos" – Für jedes Kernkraftwerk liegen Durchflussmessdaten über einen Zeitraum von etwa 100 Jahren vor. Die Repräsentativität der statistischen Hochrechnungen aus diesen Datensätzen bis hin zu Werten für ein tausendjähriges Hochwasser wird unter Berücksichtigung eines 70-prozentigen Konfidenzintervalls bewertet, um Unsicherheiten zu berücksichtigen. Jenseits dieser Wiederkehrwerte sind die Unsicherheiten zu groß, um die Relevanz der extrapolierten Abflussmengen zu gewährleisten und somit ein kontinuierliches Gefahrenspektrum zu erstellen. Daher zielt diese probabilistische Analyse darauf ab, die Größenordnungen des mit dem Hochwasser verbundenen Risikos zu bestimmen, indem das Hochwasserrisiko anhand der Häufigkeiten definiert wird, die mit den für die Dimensionierung der Schutzmaßnahmen des Standorts herangezogenen Hochwasserständen verbunden sind.
- Schritt 2 *„Modellierung der* Abläufe" – Für jedes der identifizierten Hochwasserszenarien werden die Ausfälle von Anlagen analysiert, um die Auslöser – interne Ereignisse, die durch den Wassereinbruch hervorgerufen werden können – sowie die potenziellen Ausfälle der Schutzmaßnahmen zu ermitteln, die zur Bewältigung der Folgen dieser Auslöser erforderlich sind. Menschliche Präventionsmaßnahmen (Umsetzung der in den „Besonderen Verhaltensregeln" vorgesehenen Schutzvorkehrungen) werden berücksichtigt, und die menschliche Zuverlässigkeit wird angesichts der Vorhersagbarkeit des Ereignisses mit einem Erfolgsfaktor in der Größenordnung von 1 quantifiziert. Schließlich werden auch die Maßnahmen des Bedienpersonals nach einem Unfall (z. B. Maßnahmen vor Ort) analysiert, und die Ausfallwahrscheinlichkeit wird unter Berücksichtigung der

Wasserstände am Standort und der materiellen Folgen vor Ort quantifiziert.

- Schritt 3 *„Risikobewertung“* – Anschließend wird die Größenordnung des Risikos einer Kernschmelze quantifiziert.

❖ **Erkenntnisse aus den Studien**

Die Ergebnisse der externen Überschwemmungs-Sicherheitsüberprüfung (EPS) und die sich daraus möglicherweise ergebenden Änderungen werden im Abschnitt über die blockbezogenen Studien dargestellt, da sie standortabhängig sind.

2.2.2.5 EPS Erdbeben

Im Rahmen der Fortführung des Betriebs nach 40 Jahren hat sich EDF verpflichtet, den „historischen“ Ansatzes des Sicherheitsnachweises in Bezug auf Erdbeben durch eine Robustheitsanalyse zu ergänzen, wobei insbesondere Erdbebenstärken berücksichtigt werden, die deutlich über das Auslegungsniveau hinausgehen. Diese ergänzende Bewertung der Erdbebenrobustheit erfolgt mittels probabilistischer Sicherheitsstudien (EPS) für Erdbeben, die in angepasster und schrittweiser Weise auf die gesamte CPY-Generationsstufe angewendet werden.

❖ **Methodik**

Das Programm zur Bewertung des Erdbebenrisikos der CPY-Stufe stützt sich auf einen stufenweisen Ansatz auf Ebene der gesamten Stufe, der die standardisierte Auslegung berücksichtigt und es ermöglicht, den Detaillierungsgrad der Untersuchung jedes Standorts an die Höhe des Risikos anzupassen.

- An den Standorten Tricastin und Chinon werden umfassende EPS-Erdbebenstudien gemäß internationalen Standards durchgeführt (Studie vom Typ 1), da diese Standorte als am besten geeignet für eine detaillierte probabilistische Analyse angesehen werden. Die Erkenntnisse und Erfahrungen aus diesen Studien dienen als Orientierung für die Erdbebenrisikobewertungen an den anderen Standorten der CPY-Stufe.

Der für die Erdbeben-EPS vom Typ 1 gewählte Ansatz umfasst die folgenden wesentlichen Schritte:

a) Die Erdbebengefahrenstudie: Dabei geht es darum, für den betrachteten Standort die Häufigkeit des Auftretens von Erdbebenereignissen in Abhängigkeit von einem für ihre Intensität repräsentativen Parameter zu bestimmen (typischerweise in Abhängigkeit von der maximalen Bodenbeschleunigung, der sogenannten PGA);

b) Die System- und Funktionsanalyse: Dabei geht es darum, die Ausfälle zu identifizieren und zu modellieren, die nach einem Erdbeben eine Unfallsequenz auslösen könnten, sowie die Strukturen, Systeme und Komponenten (SSC), die zur Minderung dieser Sequenzen beitragen. Diese Analyse führt zu:

- die Erstellung der Seismic Equipment List (SEL), einer Liste der SSC, die in nicht unerheblichem Maße zum Risiko beitragen,
- einer Phase zur Auswahl der Auslöser,
- einer Phase der Funktionsanalyse der Unfallabläufe, die zur Entwicklung des EPS-Erdbebenmodells führt.

c) Erstellung der Fragilitätskurven für die Elemente der SEL: Dabei wird für jede in der SEL enthaltene SSC die Fragilitätskurve ermittelt, die die bedingte Ausfallwahrscheinlichkeit in Abhängigkeit von der seismischen Bodenbeschleunigung angibt. Die seismischen Fragilitätskurven werden gemäß internationaler Praxis bewertet. Dieser Schritt stützt sich insbesondere auf eine seismische Inspektion der Elemente der SEL und eine probabilistische Bewertung der auf die SSC einwirkenden seismischen Belastung;

d) Risikobewertung: Hier geht es darum, die Ergebnisse der Erdbebengefahrenstudie, der Systemanalyse und der Funktionsanalyse sowie der Fragilitätskurven zu kombinieren, um die Häufigkeiten von

Kernschmelze, des Freiliegens von Brennstoff im Brennelementbecken und der durch ein Erdbeben verursachten Freisetzungen abzuschätzen.

- An den anderen Standorten des Palier CPY, bei denen die Abdeckung des Erdbebenrisikos durch das eines anderen Standorts nicht a priori nachgewiesen werden kann (Vorhandensein standortspezifischer Besonderheiten), werden ebenfalls Erdbeben-EPS-Studien auf der Grundlage der Elemente der Erdbeben-EPS-Studien der Standorte Tricastin und Chinon durchgeführt. Diese Erdbeben-EPS-Studien (Studien vom Typ 2) werden im Einklang mit internationalen Praktiken und mit dem gleichen Detaillierungsgrad wie eine Studie vom Typ 1 durchgeführt, profitieren bei ihrer Umsetzung jedoch von den gewonnenen Erfahrungen und den Entwicklungen, die für die Erdbeben-EPS-Studien von Chinon und Tricastin (Typ 1) der CPY-Stufe erzielt wurden.

Für die Standorte der CPY-Stufe, für die angesichts ihrer Seismizität ein geringes Erdbebenrisiko erwartet wird, ist die Durchführung einer vollständigen Erdbeben-EPS mit einer spezifischen Identifizierung der wichtigsten Risikofaktoren im Verhältnis zu den Herausforderungen nicht gerechtfertigt. Eine vereinfachte Studie zur Bewertung eines repräsentativen Werts des Erdbebenrisikos der Anlage (Studie vom Typ 3) wird aus den Erkenntnissen der anderen Erdbeben-EPS des CPY-Ausbaustufenprojekts abgeleitet, um die Akzeptanz dieses Risikos nachzuweisen.

❖ **Erkenntnisse aus den Studien**

Die Ergebnisse der Erdbeben-Sicherheitsbewertung und die sich daraus möglicherweise ergebenden Änderungen werden aufgrund ihres standortabhängigen Charakters im Abschnitt über die blockbezogenen Studien dargestellt.

2.2.2.6 Gesamtzusammenfassung der EPS

Im Rahmen der vierten periodischen Überprüfung der 900-MWe-Generatorstufe hat sich EDF zum Ziel gesetzt, das Risiko einer Kernschmelze unter Berücksichtigung aller Ursachen – d. h. unter Einbeziehung aller Auslöser (interne Auslöser im Reaktorkessel, durch interne wie externe Einwirkungen verursachte Auslöser) – an das Ziel der Kernreaktoren der dritten Generation anzunähern. In diesem Zusammenhang hat sich EDF zum Ziel gesetzt, ein Kernschmelzrisiko unter Berücksichtigung aller Ursachen von etwa 10^{-5} pro Jahr und Reaktor anzustreben.

Die im Rahmen dieser Überprüfung eingeleiteten Änderungen und die Einrichtung eines „harten Kerns“ zur Vorbeugung und Kontrolle von *„harten* Kern“-Situationen, wie sie in den 2014 nach dem Unfall von Fukushima erlassenen ASN-Entscheidungen vorgeschrieben sind, ermöglichen es, dieses Ziel zu erreichen.

Die durchgeführten probabilistischen Bewertungen ermöglichen es zudem, die Relevanz der im Rahmen der periodischen Überprüfung vorgeschlagenen Änderungen zu validieren (z. B. Zuverlässigkeitsverbesserung der Druckhalterventile, PNPE1216) und deren Auswirkungen in bestimmten Fällen zu optimieren (Leitung H3, Zuverlässigkeitsverbesserung der Lüftungsanlagen).

Nach Abschluss dieser Arbeiten führen die für die CPY-Generation durchgeführten probabilistischen Bewertungen im Rahmen der vierten periodischen Überprüfung zu einer Schätzung des Kernschmelzrisikos in der Größenordnung von einigen 10^{-5} pro Jahr und Reaktor. Die Hauptursachen für dieses Ergebnis sind Brände im Elektroraum.

Blockspezifischer Teil 2 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

- *Erkenntnisse aus der externen Überschwemmungssimulation (EPS):*

Für Blayais wurde eine Analyse zur Übertragbarkeit der Ergebnisse und Erkenntnisse der probabilistischen Hochwasseranalyse von Gravelines durchgeführt. Die Größenordnung des berechneten Risikos einer Kernschmelze infolge eines Hochwassers an einem für Blayais repräsentativen Reaktorblock entspricht im Großen und Ganzen derjenigen für den Standort Gravelines, nämlich $6{,}^{9} \times 10^{-6}$ pro Reaktorjahr. Was die Szenarien betrifft, die auf der Grundlage der für die Auslegung der Schutzmaßnahmen des Standorts zugrunde gelegten Hochwasserstandswerte identifiziert wurden, kommt die Analyse zu dem Schluss, dass der größte Teil des berechneten Risikos

auf das Szenario der Überschreitung des Post-Fukushima-Niveaus entfällt, was einer Überwindung der peripheren Schutzmaßnahmen entspricht.

Die Einbeziehung der Post-Fukushima-Maßnahmen (Erhöhung des peripheren Schutzes und „Hard-Core"-Maßnahmen) im Rahmen des 4. RP 900 macht Szenarien einer Kernschmelze bei Wasserständen unterhalb des Post-Fukushima-Niveaus sehr unwahrscheinlich, da der „Hard-Core"-Schutz die Sicherheitsfunktionen des Blocks bis zu diesen Wasserständen gewährleistet. Die Studie bestätigt die Wirksamkeit der für extreme Meeresspiegel festgelegten Anweisungen (insbesondere der besonderen Betriebsvorschrift).

Darüber hinaus wurde für den Standort Blayais eine probabilistische Risikoanalyse hinsichtlich einer Überschwemmung durchgeführt, die durch den Bruch einer Rohrleitung des CRF-Kühlwasserkreislaufs im Maschinenraum verursacht wird. Das Risiko einer Ausbreitung einer externen Überschwemmung auf Gebäude, in denen sich Anlagen befinden, die für das Erreichen und Aufrechterhalten des sicheren Zustands der Blöcke erforderlich sind, ist vernachlässigbar, was die Wirksamkeit der getroffenen Maßnahmen unterstreicht.

- *Erkenntnisse aus der Erdbeben-EPS:*

Die Erdbeben-Sicherheitsanalyse (EPS) Blayais VD4 900 vom Typ 3 basiert auf den Entwicklungen und Erkenntnissen einer Erdbeben-Sicherheitsanalyse vom Typ 1 oder 2 des Referenzkraftwerks und wurde unter Berücksichtigung der wesentlichen Unterschiede zwischen diesen beiden Standorten (seismische Gefährdung, standortspezifische Bauwerke oder Ausrüstung usw.) auf den Standort Blayais übertragen.

Diese Studie ergab, dass das Risiko einer Kernschmelze nach Anwendung des Überwachungsfensters in der Größenordnung von $1{,}5 \times 10^{-7}$ pro Reaktorjahr liegt: Für den Standort Blayais ist das berechnete Erdbebenrisiko gering, was die Robustheit der Auslegung der Anlage im Hinblick auf die Seismizität des Standorts bestätigt.

Zusammenfassung des Zustands

des Reaktorblocks Änderungen:

- PNPE1277 Band A „Brandschutz für Kabel des LNE-Notstromversorgungsschranks",
- PNPE1277 Band C „Brandschutz für die Steuerkabel zum Schließen des Einlassventils der TP ASG",
- PNPE1279 „Interner Hochwasserschutz der Räume der Trasse B im 4. Stock des Elektrikgebäudes – Bodenablauf",
- PNPE1216 „Verbesserung der Zuverlässigkeit der Steuerung der SEBIM-Ventile im Brandfall",
- PNPE1330 Band A „Explosionsschutz in den Batterieräumen: Einbau eines passiven autokatalytischen Rekombinators (RAP)",

wurden im Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderungen:

- PNPE1238 „Erhöhung der Erdbebensicherheit der Heizölplanen bei Erdbeben, die das SMS-Niveau überschreiten, durch Hinzufügen von Längsanschlägen",
- PNPE1258 (außer Band J) „Einbau der ASG-ND-Vorrichtung und einer festen Nachspeiseleitung für das BK-Becken durch SEG"
- PNPE1277 Band B „Brandschutz für SFS-Kabel in den Elektroräumen",
- PNPE1277 Band D „Brandschutz für Kabel – TPS-ASG-Zulassung mit Installation einer Steuerung im Kontrollraum",
- PNPE1330 Band B „Explosionsschutz in den Batterieräumen: Verbesserung der Zuverlässigkeit der Stromversorgung der Lüftungsanlage",

werden im Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration spätestens in Phase B des 4. RP 900 vorgesehen ist.

2.3 FAZIT

Die Umsetzung der Ziele im Zusammenhang mit Störfällen basiert auf zwei sich ergänzenden Ansätzen: dem deterministischen und dem probabilistischen Ansatz.

Die deterministischen Studien ermöglichen eine Neubewertung der Auslegungsanforderungen der Anlagen, um insbesondere den Zustand der Anlage, die Betriebserfahrungen, den Wissensstand – einschließlich der Erkenntnisse zum Klimawandel und seinen Auswirkungen – sowie die für ähnliche Anlagen geltenden Vorschriften zu berücksichtigen. EDF hat zudem die WENRA-Referenzwerte (verschärfend, Bedienerverzögerung) berücksichtigt und eine Klimabeobachtung eingerichtet.

Dieser Ansatz ermöglichte es, mögliche Maßnahmen zum Schutz vor Beanspruchungen zu definieren, die darauf abzielen, die Gemeinsammodusrisiken für die Systeme zu minimieren, die für die Rückkehr in einen sicheren Zustand und dessen Aufrechterhaltung erforderlich sind, sowie die Akzeptanz der radiologischen Folgen dieser Beanspruchungen sicherzustellen.

Damit erfüllt EDF im Rahmen des 4. RP 900 die Sicherheitsanforderungen für die Untersuchung von Störfällen gemäß den fortschrittlichsten europäischen Standards für bestehende Reaktoren.

Die probabilistischen Sicherheitsanalysen, einschließlich der Störfälle, ermöglichten es, die Robustheit der Anlagen zu überprüfen, indem ein Risiko einer Kernschmelze in der Größenordnung von einigen 10^{-5} pro Jahr und Reaktor abgeschätzt wurde.

Ergänzende Untersuchungen wurden und werden noch durchgeführt, um den Vorgaben der ASN (französische Atomaufsichtsbehörde) im Hinblick auf die Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 nachzukommen.

ABSCHNITT 3: BRENNSTOFFBECKEN

3. BRENNSTOFFBECKEN 169
3.1 ZIEL 169
3.2 ERFÜLLUNG DES ZIELS 170
3.3 FAZIT 179

3. BRENNSTOFFBECKEN

Das Thema *„Sicherheit der Lagerung von Brennelementen im Brennelementbecken des Brennelementgebäudes (Brennelementbecken)“* des 4. RP 900 befasst sich mit dem Risiko der Freilegung der Brennelemente im Brennelementbecken bei einem Kühlmittelverlust oder einem Verlust des Wasserbestands durch versehentliche Entleerung.

Die Verbesserung der Sicherheit der Lagerung im Brennelementbecken war Gegenstand mehrerer Ständiger Gruppen (insbesondere der Ständigen Reaktorgruppen vom November 2002 und April 2005), die zur Prüfung dieses Themas bei den 900-MWe- und 1300-MWe-Blöcken anlässlich des 3. RP sowie bei der N4-Generation im Rahmen der 1. RP.

Mehrere Änderungen, die sich aus der Prüfung dieses Themas ergaben, sind bereits in die Blöcke der Baureihe CPY integriert:

- automatische Abschaltung der PTR-Pumpen und automatische Absperrung der PTR-Saugleitung bei Erreichen eines sehr niedrigen Wasserstands im Brennstoffbecken (PNXX1752 und PNPP1402),
- Einrichtung einer analogen Messung des Wasserstands im Brennstoffbecken (PNXX1752),
- Motorisierung des Ventils der Transferleitung (PNPP1403),
- Einbau einer zweiten statischen Dichtung am Damm des Reaktorgebäudebeckens (PNPP1401),
- Hinzufügung einer neuen Druckmesskette für die RIS-Akkumulatoren (PNPP1474),
- Neudimensionierung des Siphonbrechers der PTR-Druckleitung, um eine durch einen Guillotinebruch dieser Leitung ausgelöste Entleerung durch Siphonwirkung zu unterbrechen (PNPP1289).

Darüber hinaus ermöglichen zusätzliche materielle und organisatorische Maßnahmen, die im Anschluss an den Unfall von Fukushima im Rahmen des Post-Fukushima-Programms der EDF umgesetzt wurden (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7), eine verstärkte Vorbeugung gegen das Freiliegen von Brennelementen. Die wichtigsten Änderungen sind folgende:

- Einbau eines Notstromdiesels (DUS) (PNPP1666), der die Versorgung der „Alles-oder-Nichts“-Füllstandsmessungen (TOR) des Brennelementbeckens ermöglicht,
- Einrichtung einer Nachspeisung, die die Wasserversorgung des Brennelementbeckens über die Wasserquelle der Nachspeisung „Noyau Dur“ ermöglicht (PNPP1714/PNPE1289 und PNPE1258),
- Verstärkung der Messketten für die „Alles-oder-Nichts“-Füllstandsmessungen (TOR) des Brennelementbeckens (PNPP1679 und PNPP1907), Hinzufügung einer analogen Füllstandsmesskette für das Brennelementbecken (PNPP1824) sowie von „Alles-oder-Nichts“-Füllstandsmessungen für das Becken des Reaktorgebäudes (PNPE1128),
- Einrichtung einer automatischen Schließvorrichtung für die Ventile an den Filterleitungen des Reaktorgebäudebeckens bei Erreichen eines niedrigen Füllstands im Reaktorgebäudebecken (PNPP1780),
- Einrichtung von Notsteuerungen, die bei einem vollständigen Ausfall der Stromversorgung die sichere Positionierung der gerade gehandhabten Brennelemente (ACEM) ermöglichen (PNPP1549).

3.1 ZIEL

Im Rahmen des 4. RP 900 hat sich EDF das Sicherheitsziel gesetzt, das Freiliegen von Brennelementen bei unbeabsichtigten Entleerungen und beim Verlust der Kühlung äußerst unwahrscheinlich zu machen.

3.2 ERFÜLLUNG DES ZIELS

Allgemeiner Teil – Lagerung

❖ **Intrinsische Auslöser im Brennelementbecken**

Die Studien zur Sicherheit der Lagerung im Brennelementbecken wurden erst nach der Auslegung eingeführt und sind somit Teil der Studien des ergänzenden Bereichs.

Die Untersuchungen zum Kühlmittelverlust haben gezeigt, dass die Brennelemente im Brennelementbecken bei allen im Rahmen des Sicherheitsnachweises berücksichtigten Auslösern nicht freigelegt werden.

Die ausgewählte ergänzende Maßnahme ist die manuelle Inbetriebnahme des Brandschutzsystems des Reaktorblocks (JPI) in einer Konfiguration zur Nachspeisung des Brennelementbeckens. Das Erreichen eines stabilen Endzustands nach der manuellen Inbetriebnahme einer Nachspeisung des Brennelementbeckens wird nachgewiesen. Dieser stabile Zustand ist definiert als der Zustand, in dem die Nachspeisung die Verdunstung ausgleichen kann.

Die Untersuchungen zu unfallbedingten Entleerungen des Brennelementbeckens haben gezeigt, dass die Brennelemente im Brennelementbecken für alle im Rahmen des Sicherheitsnachweises berücksichtigten Auslöser nicht freigelegt werden, und zwar dank der folgenden ergänzenden Maßnahmen:

- das Schließen des Ansaugventils des Brennelementbeckens nach Erreichen der Schwelle *„sehr niedriger* Füllstand“, wodurch die Entleerung gestoppt wird (PNPP1402);
- die manuelle Inbetriebnahme des Brandschutzsystems des Reaktorblocks (JPI) in der Konfiguration zur Unterstützung des Brennelementbeckens, wodurch der durch Verdunstung bedingte Füllstandsabfall ausgeglichen wird.

Darüber hinaus hat EDF nach Abschluss der Konformitätsprüfungen der Systeme (siehe Teil I – Kapitel 1 – Abschnitt 4) in den ergänzenden Bereich die Szenarien für die Entleerung des Brennelementbeckens von der BR-Seite aus aufgenommen. Um diese Szenarien zu bewältigen, wird die Änderung umgesetzt, die darin besteht, das Ventil der Transferleitung zu verstärken, um dessen Schließung unter Durchfluss zu gewährleisten (PNRL1895).

Der stationäre Zustand ist definiert als der Zustand, in dem die Entleerung unterbrochen ist und in dem die Nachspeisung die Verdunstung ausgleichen kann.

❖ **EPS Interne Ereignisse der Stufe 1 BK**

EDF hat probabilistische Sicherheitsanalysen für interne Ereignisse der Stufe 1 (EPS EI N1) durchgeführt, um die Risiken einer Freilegung der Brennstoffelemente unter Wasser im Brennelementbecken (für alle Blockzustände) zu bewerten, die im Zusammenhang stehen mit:

- Szenarien eines Kühlverlusts im Brennelementbecken,
- mit schnellen Entleerungen des Brennstoffbeckens.

Die vorliegende probabilistische Studie zu den Risiken im Zusammenhang mit Szenarien einer schnellen Entleerung des Brennelementbeckens berücksichtigt die Ergebnisse der GPR vom 21. April 2005, die sich auf die Zuverlässigkeit des PTR-Systems konzentrierte, sowie die Auswirkungen der Anweisung des 3 RP 1300. Sie wird somit ergänzt durch:

- die Vollständigkeit der im EPS-Modell untersuchten Auslöser, die hinsichtlich des Verlaufs und des Entleerungsantriebs für Szenarien im Zusammenhang mit Leitungsfehlern erweitert wurde,
- neue Szenarien für Rohrbrüche.

Bei Kühlmittelverlusten aus dem Brennstoffbecken liegt die Wahrscheinlichkeit, dass Brennstoffelemente freigelegt werden, unter 10^{-8} pro Jahr und Reaktor. Die wesentliche Maßnahme, die zu diesem Ergebnis beiträgt, ist die Nachspeisung mit entmineralisiertem Wasser (SED) und anschließend mit Löschwasser (JPI).

Die probabilistische Untersuchung von unfallbedingten Entleerungen des Brennelementbeckens ergibt eine Wahrscheinlichkeit, dass die Brennelemente freigelegt werden, von etwa 10^{-9} pro Jahr und Reaktor. Die technische Änderung, die das automatische Schließen des Ansaugventils des PTR-Kreislaufs des Brennelementbeckens bei dem Signal *„sehr niedriger* Füllstand“ des Brennelementbeckens (PNPP1402) ermöglicht, trägt wesentlich zur Verringerung des Risikos der Freilegung von Brennelementbündeln bei.

Diese probabilistischen Untersuchungen ermöglichen es, ergänzend zu einem deterministischen Ansatz zu überprüfen, dass das Risiko des Freiliegens von Brennelementen im Zusammenhang mit unbeabsichtigten Entleerungen und Kühlmittelverlusten im Brennelementbecken dank der vorhandenen Schutzmaßnahmen äußerst unwahrscheinlich ist.

❖ Beständigkeit gegen Einwirkungen

➢ Deterministischer Teil

Ergänzend zu den Untersuchungen zu intrinsischen Auslösern im Brennelementgebäude betreffen die im Rahmen des 4. RP 900 zum Thema *„Sicherheit der Lagerung abgebrannter Brennelemente im Brennelementbecken*“ durchgeführten Überprüfungen folgende Aspekte:

- Überprüfung der Unzugänglichkeit der Brennelemente gegenüber Beanspruchungen durch die Systeme, die den Abtransport der Restleistung und die Aufrechterhaltung des Wasserstands im Brennelementbecken ermöglichen,
- Berücksichtigung der internationalen Erfahrungen nach Erdbeben durch Einbeziehung der Erfahrungen aus Kashiwazaki-Kariwa (vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1.5),
- Berücksichtigung des Absturzes von Flugzeugen der allgemeinen Luftfahrt auf das Brennelementgebäude (vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2),
- Durchführung einer probabilistischen Analyse der Einwirkungen, was dem höchsten Niveau der internationalen Standards in diesem Bereich entspricht.

EDF hat auf der CPY-Stufe die Robustheit der Systeme überprüft, die die Ableitung der Restleistung und die Aufrechterhaltung des Wasserstands im Brennelementbecken bei Einwirkungen wie Brand, interner Überflutung, Rohrleitungsausfällen, interner Explosion, Erdbeben und dem Herabfallen schwerer Lasten gewährleisten.

Im Brandfall sieht EDF vor, die PTR-Pumpen durch eine Brandschutzwand zu trennen (physische Trennung der PTR-Kühlkreisläufe – PNPP1949), um das Risiko einer Brandausbreitung von einer PTR-Pumpe auf die andere sowie das Risiko einer Beeinträchtigung der Versorgungskabel beider Kreisläufe auszuschließen. Außerhalb des Pumpenraums verlaufen die Versorgungskabel der beiden Pumpen systematisch in unterschiedlichen Brandräumen, wodurch das Risiko eines Gemeinsammodusfehlers vermieden wird.

Für Explosionsszenarien, die zu einem Ausfall der PTR-Kühlung und der JPI-Nachspeisung führen, wird die Nachspeisung des Beckens des Brennstoffgebäudes (BK) durch die Nachspeisewasserquelle für den harten Kern (PNPP1714/PNPE1289 und PNPE1258, vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7) wird berücksichtigt, um eine Freilegung der im Lagerbecken befindlichen Brennelemente zu vermeiden.

Zum Schutz der Nachspeiseleitungen für den „Noyau Dur“ und der Kühlleitungen über PTR bis des Lagerbeckens des Brennelementgebäudes (BK) sowie der normalen Kühlleitungen über PTR führt EDF eine Verstärkung eines Trichters im BK durch, um dessen Widerstandsfähigkeit bei einem Lastabfall zu gewährleisten (PNPE1443).

➢ Probabilistischer Teil

Im Rahmen des 4. RP 900 hat EDF den Umfang der EPS BK auf den Bereich interner und externer, risikobehafteter und mittels des EPS-Ansatzes quantifizierbarer Einwirkungen ausgeweitet. Der allgemeine Analyseansatz wird in Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.2 zu den probabilistischen Sicherheitsstudien „Einwirkungen“

im Zusammenhang mit dem Reaktorkessel.

Die probabilistische Betrachtung des Risikos im Zusammenhang mit dem Freiliegen von Brennelementen untermauert den Nachweis der Robustheit der Anlage gegenüber Einwirkungen:

- Brand: Das Risiko des Freiliegens von Brennelementen im Brennelementbecken wird im Falle eines Brandes auf etwa 10^{-8} pro Jahr geschätzt.
- Interne Überflutung: Die durchgeführten Studien kommen zu dem Ergebnis, dass das Risiko des Freiliegens von Brennelementen bei einem Reaktor bei etwa 10^{-10} pro Jahr liegt, wobei sowohl herkömmliche als auch Notfall- oder sogar zusätzliche Wasserzufuhren berücksichtigt wurden.
- Interne Explosion: Die Analyse umfasst alle Bereiche, in denen aufgrund einer Wasserstofffreisetzung die Gefahr der Bildung einer explosionsfähigen Atmosphäre besteht, deren Explosion Auswirkungen auf die Sicherheit der Anlage haben kann, insbesondere im Brennelementgebäude (BK). Die Häufigkeit der Freilegung von Brennelementen liegt in der Größenordnung von 10^{-8} pro Jahr und Reaktor.
- Externe Überflutung und Erdbeben: Die Ergebnisse dieser EPS sowie die sich daraus möglicherweise ergebenden Änderungen werden im Abschnitt über die blockbezogenen spezifischen Studien dargestellt, da sie standortabhängig sind.

➢ **Ergänzende Studien**

In Anwendung der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschriften führt EDF ergänzende Studien zu den beiden folgenden Themenbereichen durch:

[AGR-E-I] (Abschnitt zum Brennelementlagerbecken):

- In Anwendung der Vorschrift [AGR-E-I] hat EDF geeignete Betriebsvorschriften definiert und umgesetzt, die Maßnahmen zur Begrenzung der Wärmebelastungen und zur Kontrolle von Arbeiten, die einen Brand auslösen könnten, in den folgenden Räumen umfassen:
  - Räumlichkeiten, in denen ein Brand erheblich zum Risiko einer Kernschmelze oder einer Freilegung der Brennelemente im Brennelementlagerbecken beiträgt;
  - Räume, deren Brandabschnittsbildung durch mindestens eine Tür gewährleistet ist, deren geöffneter Zustand im Brandfall zu einer erheblichen Erhöhung des Risikos einer Kernschmelze oder zum Ausfall der redundanten Wasserzufuhr- oder Kühlsysteme des Brennelementlagerbeckens führt.

[AGR-E-II] (Abschnitt zum Brennelementlagerbecken):

- In Anwendung der Vorschrift [AGR-E-II] wird EDF unabhängig von deren Zuverlässigkeit diejenigen Brandschutzmaßnahmen identifizieren, deren Ausfall zu einer erheblichen Erhöhung des Risikos einer Kernschmelze oder zum Ausfall der redundanten Wasserzufuhr- oder Kühlsysteme des Brennelementlagerbeckens führt. EDF wird Maßnahmen umsetzen, um das Ausfallrisiko dieser Einrichtungen zu verringern, und die mit diesen Maßnahmen verbundenen Betriebsanforderungen festlegen. EDF führt insbesondere eine Änderung ein, die darauf abzielt, Alarmvorrichtungen an den kritischen Türen anzubringen, um sicherzustellen, dass diese Türen geschlossen bleiben (PNPE1337).

Schließlich wurden im Falle einer internen Explosion im Rahmen der Vorschrift [AGR-G-II] ergänzende Untersuchungen zum Lagerbecken des Brennstoffgebäudes durchgeführt (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1.2).

❖ **Bewertung des Verhaltens des CPY-Lagers bei den für den EPR Flamanville 3 festgelegten Transienten**

EDF hat die Auswirkungen der für die Auslegung des EPR Flamanville 3 ausgewählten, bei der Auslegung des in Betrieb befindlichen Kraftwerkskomplexes jedoch nicht berücksichtigten Auslöseereignisse auf das Verhalten der Brennelementbecken der Baureihe CPY bewertet.

Für alle Betriebsbedingungen des EPR Flamanville 3 werden die Sicherheitsziele erreicht (keine Freilegung der gelagerten oder gehandhabten Brennelemente), und zwar entweder mit Regeln vom Typ *„Auslegungsbereich“* oder mit Regeln des Ergänzungsbereichs.

Transiente Zustände:

- bei Ausfall eines PTR-Kühlkreises oder einer Hilfsfunktion in Zuständen außerhalb von RCD und APR,
- des vollständigen Ausfalls der externen Stromversorgung,

erfüllen die Kriterien gemäß den Regeln des *„Auslegungsbereichs*“: Diese Transienten führen zum Verlust der Kühlung des Brennelementbeckens durch das PTR-System, doch ist die Kinetik ausreichend langsam (die Autonomie des Beckens beträgt mehr als 72 Stunden), um den Einsatz aller festen oder mobilen, klassifizierten oder nicht klassifizierten Einsatzmittel zu ermöglichen, die derzeit im Rahmen des 4. RP 900 verfügbar oder im Einsatz sind. Für den Transienten des vollständigen Ausfalls der externen Stromversorgung im RCD- und APR-Zustand erfolgt die Wasserzufuhr zum Brennelementbecken über den JP des benachbarten Blocks.

Ergänzend dazu hat EDF für Übergangsphasen, die durch einen Ansatz vom Typ „Ergänzungsbereich“ begründet sind, analysiert, ob mögliche materielle oder betriebliche Maßnahmen umgesetzt werden könnten, um die Sicherheitskriterien unter Anwendung von Auslegungsregeln vom Typ *„Auslegungsbereich“* einzuhalten.

Für den Transienten des Ausfalls eines Kühlkreises (PTR) oder einer Stützfunktion im RCD- und APR-Zustand bei isoliertem Transferrohr besteht eine Maßnahme darin, die Betriebspraktiken anzupassen, indem die Vorgaben der Technischen Betriebsspezifikationen (Ausrüstung, deren Verfügbarkeit erforderlich ist), die im RCD- und APR-Zustand bei isoliertem Transferrohr gelten, geändert werden, sowie deren Umsetzung im Betrieb. Die Umsetzung einer zweiten Wasserzufuhr über SEG, die vom DUS gespeist wird, wird realisiert.

Darüber hinaus führt EDF für den isolierbaren Absperrschieber an der Ansaugleitung des PTR-Kreislaufs führt EDF eine bauliche Änderung (PNPE1344) durch, die darauf abzielt, die Absperrung des im Rahmen der Modifikation „PTR bis“ installierten Ventils PTR 301 VB zu automatisieren, um eine Redundanz mit der automatischen Absperrung des bestehenden Ventils PTR 001 VB zu gewährleisten.

Als Reaktion auf die von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassene Vorschrift [PISC-B-I] hat EDF in einem eigenen Kapitel des Sicherheitsberichts die Auslegungsregeln im Zusammenhang mit dem Sicherheitsnachweis für das Brennelementlager sowie die ausgewählten Störfall- und Unfallszenarien aufgenommen. Dieses Kapitel umfasst die folgenden Situationen:

- Situationen mit teilweisem oder vollständigem Verlust der Kühlung des Wassers im Brennelementlagerbecken,
- Situationen mit einem Rohrbruch an einem absperrbaren Abschnitt, der mit dem Brennelementlagerbecken verbunden ist.

EDF führt die erforderlichen Änderungen durch (die Verdopplung der automatischen Absperrung der Ansaugleitung des Brennstofflagerbeckens BK durch die PTR-Ventile (PNPE1344) und die Nachspeisung von „Noyau Dur“-Wasser in das Brennstofflagerbecken (PNPP1714 und PNPE1258, vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7)).

Ergänzend dazu hat EDF in Anwendung der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [PISC-B-II] hat EDF eine Untersuchung der Situationen durchgeführt, die das Lagerbecken im Brennstoffgebäude betreffen und durch den Ausfall einer nicht als erdbebensicher eingestuften Anlage im Falle eines Erdbebens verursacht werden könnten, wobei die in der Vorschrift [PISC-B-I] genannten Regeln zugrunde gelegt wurden. Diese Untersuchungen führten zu dem Schluss, dass im Zustand VD4 900 Phase B die derzeit in der Anlage verfügbaren Schutzmaßnahmen ausreichen, um den sicheren Zustand zu gewährleisten.

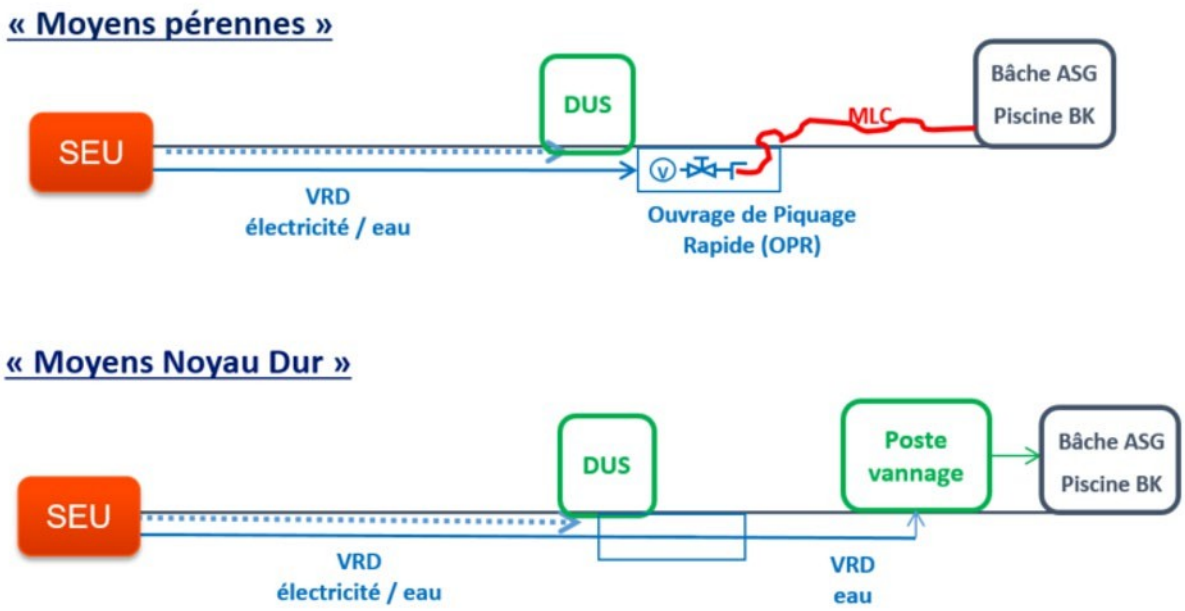
❖ **Untersuchungen zu Unfallsituationen im Zustand „Stillstand zur Brennelementwechsel“ (APR)**

Im Rahmen der GP-Prüfung „Bilanz RP4 900“ in Anwendung der Vorschrift [PISC-B-II] hat EDF einen Zeitplan für die Durchführung von Untersuchungen zu Situationen mit Kühlmittelausfall oder Entleerung des Reaktorbecken im Reaktorgebäude festgelegt, wenn die beiden Becken über das Übertragungsrohr miteinander verbunden sind, einschließlich der Fälle, in denen sich ein Brennelement im Übertragungsrohr befindet, wobei die in der Vorschrift [PISC-B-I] genannten Regeln zugrunde gelegt wurden. Diese Untersuchungen führten zu dem Schluss, dass im Zustand VD4 900 Phase B die derzeit in der Anlage verfügbaren Schutzmaßnahmen ausreichen, um den sicheren Zustand zu gewährleisten.

❖ **Entwicklungen im Design der Brennelementbecken: Nachfüllung mit „Noyau Dur“ und Anordnung „PTR bis“**

EDF setzt zudem bauliche Maßnahmen um, die die Sicherheit des Brennstofflagers im Brennstoffgebäude (BK) weiter erhöhen:

- Die „Noyau Dur“-Nachfüllvorrichtung am Brennelementlagerbecken (PNPP1714/PNPE1289 und PNPE1258, vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7), die eine zusätzliche Möglichkeit zur Wasserauffüllung des Brennelementlagerbeckens (BK) bietet:
  - In der Konfiguration nach Fukushima in der Phase *„dauerhafte* Maßnahmen“ erfolgt die Umsetzung durch die Änderung PNPP1714/PNPE1289: Diese Änderung umfasst die Verlegung der elektrischen Versorgungsleitungen (VRD) bis zum DUS sowie der Wasserversorgungsleitungen (VRD) bis zu einer Schnellanschlussvorrichtung. Die Verbindung zwischen der Schnellanschlussstelle und dem Brennelementlagerbecken erfolgt über lokale Notfallmaßnahmen.
  - In der Konfiguration „Noyau Dur“ erfolgt die Umsetzung durch die Änderung PNPE1258 (vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7): Die letzte Wasserquelle wird über ortsfeste Einrichtungen mittels VRD-Anschlüssen „Noyau Dur“ für Wasser an die Verbraucher angeschlossen.



Prinzipskizze der „Noyau Dur“-Ergänzungsanlage am Brennelementlagerbecken

- Über das Sicherheitsziel der Nichtfreilegung der Brennelemente hinaus richtet EDF eine zusätzliche und diversifizierte Maßnahme namens „PTR bis“ (PNPP1907) ein, um das Management von Situationen mit Kühlungsverlust im Brennelementbecken zu verbessern.

Im Normalbetrieb wird die Kühlung des Brennelementbeckens durch das PTR-System gewährleistet. Das Notfallkonzept für Situationen mit Kühlungsverlust im Brennelementbecken besteht darin,

Restleistung der im Brennelementbecken befindlichen Brennelemente durch Verdampfung des Beckenwassers abzuleiten. Die Brennelemente werden durch eine manuelle Nachspeisung des Brennelementbeckens unter Wasser gehalten, die vom Brandschutzsystem der Kernkraftwerksinsel JPI gewährleistet wird und als ergänzende Maßnahme im Sicherheitsnachweis ausgewiesen ist.

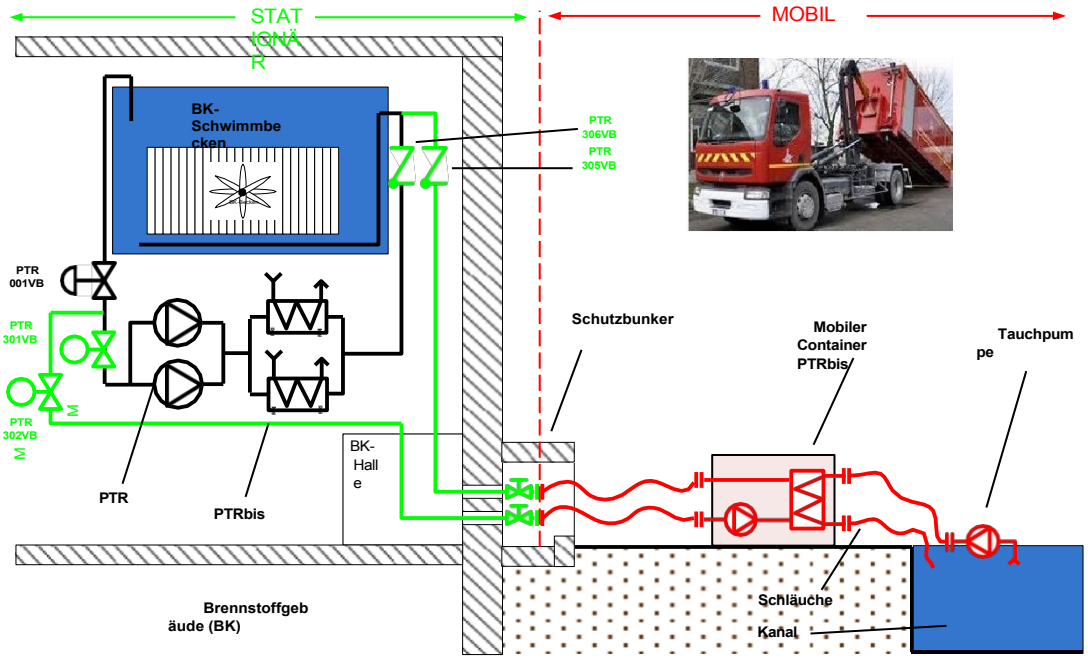
Die Rückkehr zur Kühlung des Brennstoffbeckens erfolgt durch die Wiederinbetriebnahme einer PTR-Kühlkette. Der Nachweis der einwandfreien Funktion und der Fähigkeit des PTR-Kreislaufs, bei einem kochenden Brennstoffbecken zu starten, wurde im Rahmen des 3. RP 900 erbracht.

Durch die Hinzufügung des „PTR bis“-Systems steht zusätzlich zu den beiden PTR-Kühlkreisläufen eine Ausfallsicherheit für die Wiederherstellung der Kühlung des Brennelementbeckens zur Verfügung, die auf einer diversifizierten Kältequelle basiert. Diese Art der Anordnung ermöglicht es, die Auslegung der Reaktoren der CPY-Generation näher an die der EPR-Reaktoren von Flamanville 3 heranzuführen.

Dieser zusätzliche Kühlkreislauf stützt sich hauptsächlich auf mobile Anlagen, die von der „Force d’Action Rapide du Nucléaire“ (FARN) zum Standort transportiert, angeschlossen und in Betrieb genommen werden.

Diese Geräte werden über fest installierte Rohrleitungen, die an der Vorderseite des BK münden, an das Brennelementbecken angeschlossen. Durch den Einbau eines motorbetriebenen Ventils auf der Saugseite und einer Rückschlagklappe auf der Druckseite des PTR-Kühlkreislaufs wird die Zuverlässigkeit der Wasserstandshaltung im Hinblick auf die Vermeidung des Risikos einer unbeabsichtigten Entleerung erhöht.

Sowohl die mobilen Geräte als auch die dazugehörige Logistik sind so konzipiert, dass sie den Transport und den Einsatz vor Ort vereinfachen und eine schnelle Inbetriebnahme des Systems ermöglichen.



Prinzipskizze des mobilen Kühlkreislaufs für das Brennelementbecken (PTR bis)

Die FARN-Teams setzen das PTR-bis-System innerhalb einer angestrebten Frist von 24 Stunden nach dessen Auslösung in folgenden Situationen bei einem Kühlungsausfall des Brennelementbeckens ein:

- Ausfall des PTR infolge eines vollständigen Ausfalls der Blockkühlquelle,
- Ausfall des PTR infolge eines vollständigen Ausfalls der Stromversorgung des Reaktorblocks,
- intrinsischer Ausfall des PTR-Systems.

Ergänzend dazu wird EDF gemäß der von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der

generischen Phase des 4. RP 900 erlassen wurde, wird EDF überprüfen, ob im Falle einer Störsituation, eines Zwischenfalls oder eines Unfalls ein sicherer Zustand erreicht und aufrechterhalten werden kann, der durch das Ausbleiben eines Siedevorgangs im Brennelementlagerbecken gekennzeichnet ist. EDF wird die Situationen identifizieren, in denen ein solcher Zustand mit den in der Sicherheitsnachweisung ausgewiesenen Mitteln nicht erreicht werden kann. EDF wird die notwendigen Maßnahmen zur Verbesserung der Prävention dieser Situationen definieren und umsetzen und sieht Maßnahmen für das Management nach einem Unfall vor, um langfristig diesen sicheren Zustand ohne Sieden zu erreichen.

Das PTR-bis-System kann auch für das langfristige Management (≈ t0 + 15 Tage) von „Harter Kern"-Situationen (vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7) genutzt werden, bei denen davon ausgegangen wird, dass die Erreichbarkeit des Standorts aufgrund extremer Bedingungen, die alle Blöcke desselben Standorts betroffen haben, erschwert ist. Es ermöglicht somit die Wiederherstellung der Kühlung:

- des Brennelementbeckens und des Beckens im Reaktorgebäude in APR-Zuständen, bei denen die Becken miteinander verbunden sind,
- des Brennelementbeckens in Nicht-APR-Zuständen.

Schließlich ermöglicht die PTR-bis-Maßnahme durch die Beendigung des Siedevorgangs im Becken die Wiederherstellung einer Atmosphäre im Reaktorgebäude, die mit dem ordnungsgemäßen Betrieb der für die Bewältigung von „Noyau Dur"-Situationen erforderlichen Ausrüstung im Reaktorgebäude vereinbar ist (insbesondere die EAS-ND-Vorschrift, vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7).

Die Inbetriebnahme des PTR-bis-Systems und der „Noyau Dur"-Wassernachspeisung im Brennstoffbecken (PNPP1714/PNPE1289) sowie deren Überwachung im Betrieb entsprechen der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [PISC-A-I].

Ergänzend dazu hat EDF in Anwendung der Vorschrift [PISC-A-II] die festgelegten Anforderungen identifiziert, die mit den festen Bestandteilen dieser Maßnahmen verbunden sind und als wichtig für den Schutz der Interessen erachtet werden.

Schließlich wird die Umsetzung dieser Maßnahmen zur Bewältigung von „Hard-Core"-Situationen durch die Vorschrift [PISC-A-III] geregelt, vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7.

❖ **Betriebsüberwachung der Komponenten, die die Integrität der BR- und Brennstoffbecken gewährleisten**

Die Überwachung während des Betriebs der Komponenten, die die Integrität der BR- und Brennstoffbecken gewährleisten, trägt zur Verhinderung unbeabsichtigter Entleerungen der Becken bei: PTR-Rohrleitungen, Siphonbrecher, Metallhülle, Dammbalken und PTR-Armaturen.

Die Modalitäten für die Überwachung und Wartung der Ausrüstungen, die zur Gewährleistung der Integrität der Becken beitragen, beruhen für jedes Element, das zur Funktion *„Integrität der* Becken" beiträgt, auf der Überprüfung:

- der Konstruktionsanforderungen,
- der Studien, Bestandsaufnahmen, Richtlinien und Wartungsprogramme für die Anlagen,
- der Bestandsdaten,
- der Analyse der Erfahrungswerte aus dem Anlagenbestand.

Darüber hinaus hat EDF im Rahmen eines Anlagenprojekts ein Programm aufgelegt, das darauf abzielt, die Überwachung und die Instandhaltungsstrategie für die Metallhülle der Becken im Reaktorgebäude (BR) und im Brennelementlager (BK) zu verstärken. Dies geschieht durch neue, speziell auf die Suche nach möglichen Undichtigkeiten und Spannungskorrosion abgestimmte Prüfungen sowie durch Reparaturmaßnahmen als Alternative zum Anbringen von geschweißten Flicken. Dieses Anlagenprogramm steht zudem im Einklang mit den Maßnahmen, die EDF im Anschluss an die Anweisung vom Typ C *„Sicherheit der Becken"* ergriffen hat.

Darüber hinaus wiederholt EDF im Rahmen der 4. RP 900 die verschiedenen Untersuchungen am Transferrohr, die bereits bei den 3. RP 1300 durchgeführt wurden:

- Überprüfung der Einstellung der Stützen des Ventils des Transferrohrs,

- Überprüfung der Einstellung der Befestigungsschrauben des Transferrohrs,
- Messung der Exzentrizität des Transferrohrs in seiner Hülse auf der BK-Seite,
- Prüfung der Schweißnähte am Festpunkt des Transferrohrs,
- Prüfung der Längs- und Umfangsschweißnähte des Transferrohrs.

Die Ergebnisse dieser Prüfungen sind im Abschnitt „Zustandsbilanz des Blocks“ dargestellt.

Darüber hinaus wird im Rahmen des Programms für ergänzende Untersuchungen (PIC) zwischen 2019 und 2021 eine interne TV-Prüfung des Transferrohrs über seine gesamte Länge an 4 CPY-Blöcken und 2 CP0-Blöcken durchgeführt (über die Ausweitung auf weitere Blöcke wird entsprechend den gemachten Feststellungen entschieden). Die Ergebnisse dieser Untersuchungen fließen in den RCR der betreffenden Blöcke ein (siehe Teil I – Kapitel 1 – Abschnitt 2).

❖ **Radioaktive Bestandsaufnahme in BK und neue Lagerungsmodalitäten**

EDF leitet im Rahmen eines Projekts die Maßnahmen, die darauf abzielen, die Anzahl der sich in der Stilllegung befindlichen Brennelemente in jedem Brennelementlager der in Betrieb befindlichen Reaktoren auf einen so niedrigen Wert wie vernünftigerweise möglich zu begrenzen.

In diesem Zusammenhang hat EDF seit 2015 das mehrjährige Programm zur Verbringung abgebrannter Brennelemente nach La Hague verstärkt und setzt bei Bedarf Sicherheitsmaßnahmen um, um dessen Umsetzung zu gewährleisten.

Für nicht transportfähige Brennelemente trifft EDF die erforderlichen Vorkehrungen, um diese sicher abtransportieren zu können (Charakterisierung der Besonderheiten dieser Brennelemente, Reparaturen, spezifische Anweisungen und gegebenenfalls Erweiterung der Zulassung).

Darüber hinaus prüft EDF die Schaffung zusätzlicher Lagerkapazitäten, die die Robustheit des Brennstoffkreislaufs stärken werden.

Spezifischer Teil zu Block 2 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

- *Externe Überflutung:*

Das Risiko, dass die Brennelemente im Lagerbecken freigelegt werden, ist angesichts der verfügbaren Zeiträume, die die Nutzung herkömmlicher oder letzter Nachfüllungen oder sogar zusätzlicher Nachfüllungen für Wasserstände oberhalb des „Noyau Dur“ ermöglichen, vernachlässigbar. Dieses Risiko liegt für das Kernkraftwerk Blayais bei etwa $7{,}7 \times 10^{-9}$ pro Jahr und Reaktor.

- *Erdbeben:*

Das Risiko, dass der Brennstoff im Abklingbecken nach Anwendung des Überwachungsfensters freigelegt wird, liegt unter 10^{-9} pro Reaktorjahr, was die Robustheit der Auslegung der Anlage im Hinblick auf die Seismizität des Standorts bestätigt.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Untersuchungen am Transferrohr des Blocks Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais wurden wie erwartet durchgeführt. Sie bestätigen das Fehlen von makroskopischen Beschädigungen oder Anomalien, die die Folge eines während des Betriebs aufgetretenen Schadens gewesen wären.

Änderungen:

- PNXX1752 „Analoge Füllstandsmessung im BK-Becken“,
- PNPP1289 „Neudimensionierung des Siphonbrechers an der Druckleitung des

Kühlsystems des Brennstoffbeckens“,

- PNPP1401 „Verdopplung der statischen Dichtung am Absperrschieber des BR-Beckens“,
- PNPP1402 „Automatisches Schließen des Ventils PTR 001 VB an der NTB des Schwimmbads bei Deaktivierung“,
- PNPP1403 „Motorisiertes Schließen des Ventils PTR 728 VB“,
- PNPP1474 „Druckmessung an RIS-Akkumulatoren (breites Spektrum)“,
- PNPP1549 „Sichere Positionierung einer Brennelementkassette“,
- PNPP1666 „Notfall-Diesel“,
- PNPP1679 „Erdbebensichere Verstärkung der TOR-Füllstandsmessungen im Brennstoffbecken“,
- PNPP1780 „Automatisierung der Entleerungsventile des BR-Beckens“,
- PNPP1907 außerhalb von Band N „Einrichtung eines diversifizierten mobilen Kühlsystems PTRbis“,
- PNRL1895 „Änderung der Steuerung des Ventils der Transferleitung für das Schließen bei Durchfluss“,

wurden im Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderungen:

- PNPE1128 „Alles-oder-Nichts-Füllstandsmessungen im Reaktorbecken“,
- PNPP1824 „Hinzufügung einer analogen Füllstandsmesskette für das BK-Brennstoffbecken“,
- PNPP1949 „Einbau einer Brandschutzwand zwischen den PTR-Pumpen zur physikalischen Trennung der beiden PTR-Stränge“,

werden im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4. RP 900 im Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt.

Die Änderungen:

- PNPP1907 Band N „Behebung des Problems der Blasenbildung im BK-Becken“,
- PNPE1258 (außer Band J) „Einrichtung des ASG-ND-Systems und einer festen Nachspeiseleitung für das BK-Becken durch SEG“,

werden im Block 2 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration spätestens in Phase B des 4. RP 900 vorgesehen ist.

Die Änderung PNPE1344 „Redundanz der automatischen Absperrung der PTR-Ansaugleitung“ wird im Rahmen einer spezifischen Planung am Block 2 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt, wobei die Integration spätestens im Juli 2029 vorgesehen ist.

Da die Änderung PNPE1443 „Verstärkung eines Trichters im BK“ nicht vor der Vorlage des Abschlussberichts zur periodischen Überprüfung im Block 2 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt werden kann, wird sie Gegenstand einer späteren spezifischen Planung sein.

Die Änderung PNPE1348 Band C „Alternatives SEU“ wurde im Block 2 des Kernkraftwerks Blayais im Vorfeld des 4. RP 900 vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPP1714 „Wasserquelle für die Nachspeisung des Kerns“ wird im Rahmen eines spezifischen Zeitplans im Reaktorblock Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt und spätestens im Dezember 2024 integriert. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung im Hinblick auf ihre Berücksichtigung in den Kumulierungsstudien des MDTE werden spätestens bei VD4 + 2 Jahre berücksichtigt. Bis zur Umsetzung dieser Änderung wurde die Änderung PNPE1348 Band C „Alternative SEU“ im Block 2 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt und ermöglicht die Erfüllung der Vorgabe [PISC-A-I].

3.3 FAZIT

Im Rahmen des 4. RP 900 stärkt EDF das Sicherheitsniveau für Unfallsituationen im Brennstoffgebäude in folgenden Bereichen:

- Verhinderung des Risikos einer unbeabsichtigten Entleerung des Brennstoffbeckens durch die Einrichtung redundanter Schutzmaßnahmen: motorbetriebene Absaugventile und Rückschlagklappen am Druckauslass des PTR-Kühlkreislaufs,
- Verhinderung des Risikos einer Freilegung der Brennelemente durch Sieden durch den Einbau einer Flammensperre, die das Risiko einer Brandausbreitung von einer PTR-Pumpe auf eine andere ausschließt,
- Verhinderung des Risikos einer Freilegung der Brennelemente durch den Einbau einer zusätzlichen, diversifizierten Möglichkeit zur Wasserzufuhr in das Brennelementbecken des Brennstoffgebäudes (BK) (das Teil des „harten Kerns“ ist).

Die deterministischen Untersuchungen haben gezeigt, dass die Akzeptanzkriterien für alle im Rahmen des Sicherheitsnachweises berücksichtigten Auslöser unter Berücksichtigung der bestehenden Vorkehrungen erfüllt sind.

Die durchgeführten Analysen haben darüber hinaus die Robustheit der Anlage gegenüber Störfällen bestätigt und gezeigt, dass die Ableitung der Restleistung sowie die Aufrechterhaltung des Wasservorrats im Brennelementbecken im Falle eines internen Störfalls nicht beeinträchtigt werden.

Ergänzend dazu wurde das Verhalten der Brennelementbecken der CPY-Baureihe unter den im Auslegungsreferenzrahmen des EPR von Flamanville 3 festgelegten Betriebsbedingungen bewertet. Die derzeitigen oder im Rahmen des 4. RP 900 vorgesehenen Schutzmaßnahmen ermöglichen es den Reaktoren der CPY-Generation, die Sicherheitsanforderungen zu erfüllen, die sich aus der Berücksichtigung der Betriebsbedingungen des deterministischen Auslegungsreferenzrahmens für den EPR-Reaktor von Flamanville 3 ergeben.

Die Einrichtung eines mobilen Kühlsystems (PTR bis) ermöglicht es, die Kältequelle zu diversifizieren und die Wiederherstellung der Kühlung des Brennelementbeckens im Falle eines Siedevorgangs zu verbessern. Dieses System ist Teil des „Noyau Dur“. Diese Art der Anordnung ermöglicht es, die Auslegung der Reaktoren der CPY-Generation an die der EPR-Reaktoren von Flamanville 3 anzunähern.

Die probabilistischen Studien zeigen, dass das Risiko einer Freilegung der Brennelemente bei unfallbedingten Entleerungen und einem Kühlverlust des Brennelementbeckens im Hinblick auf interne Ereignisse äußerst unwahrscheinlich ist und in der Größenordnung von einigen 10^{-8} pro Jahr und Reaktor liegt. Was die Einwirkungen von äußeren Einflüssen betrifft, stellen die durchgeführten EPS eine erste Untersuchung des in Betrieb befindlichen Reaktorparks dar; sie liefern ergänzende Erkenntnisse zu den deterministischen Studien und bestätigen den Nutzen der im Rahmen des 4. RP 900 umgesetzten Maßnahmen.

ABSCHNITT 4: UNFÄLLE MIT KERNSCHMELZE

4 UNFÄLLE MIT KERNSCHMELZE ____ 182
4.1 ZIELE 183
4.2 ERFÜLLUNG DER LERNZIELE 183
4.2.1 Allgemeines Vorgehen bei Unfällen mit Kernschmelze 183
4.2.2 Maßnahmen bei Situationen mit dem Risiko einer Kernschmelze 185
4.2.3 Minderung der radiologischen Folgen 192
4.2.4 EPS für Situationen mit Kernschmelze (EPS N2) 193
4.3 FAZIT 198

4 UNFÄLLE MIT KERNSCHMELZE

Im Rahmen des Sicherheitsnachweises für seine Kernkraftwerke wendet EDF das Prinzip der „tief gestaffelten Verteidigung“ an, das darin besteht, technische, materielle, menschliche oder organisatorische Ausfälle zu berücksichtigen und sich durch die Einrichtung aufeinanderfolgender, unabhängiger und sich ergänzender Verteidigungslinien dagegen abzusichern.

So werden Unfallabläufe unter der Annahme einer Kumulierung von Ausfällen untersucht, die in der Regel zum Verlust der Kernkühlfunktion und letztendlich zur Kernschmelze infolge des Wasserverlusts im Primärkreislauf führen.

Man kann vier Hauptphasen im Verlauf eines Unfalls mit Kernschmelze unterscheiden, falls dieser nicht unter Kontrolle gebracht werden kann:

- 1. Phase: Entleerung des Primärkreislaufs,
- 2. Phase: Entwässerung und anfängliche Schädigung des Reaktorkerns,
- 3. Phase: Fortgeschrittene Schädigung des Reaktorkerns,
- 4. Phase: Reaktorbehälterbruch und Phase außerhalb des Reaktorbehälters.

Ein Unfall mit Kernschmelze kann kurz- oder langfristig zu Freisetzungen in die Umwelt führen, wenn der Sicherheitsbehälter nicht dauerhaft aufrechterhalten werden kann.

Die Berücksichtigung von Unfallsituationen mit Kernschmelze war Gegenstand eingehender Untersuchungen im Rahmen der bisherigen periodischen Überprüfungen der verschiedenen Baureihen unter Einbeziehung der internationalen Unfallerfahrungen (Tschernobyl, Three Mile Island). In diesem Zusammenhang wurden gegenüber der ursprünglichen Auslegung der Anlagen erhebliche Verbesserungen vorgenommen, die auf technischen und dokumentarischen Weiterentwicklungen beruhen.

So wurden bei der Baureihe CPY bereits folgende technische Maßnahmen umgesetzt:

- die Druckentlastungs- und Filtervorrichtung für den Reaktorbehälter, die es ermöglicht, den Reaktorbehälter im Falle eines langsamen unfallbedingten Druckanstiegs zu schützen (Vorrichtung U5),
- die passiven autokatalytischen Wasserstoffrekombinatoren (RAP), die eine Ansammlung von Wasserstoff im Sicherheitsbehälter verhindern und das Risiko eines Verlusts der Eindämmung durch Wasserstoffverbrennung verringern,
- die Verbesserung der Zuverlässigkeit beim Öffnen der Druckminderer-Entlastungsleitungen, um die Risiken im Zusammenhang mit Kernschmelzunfällen unter Druck und mit Direct-Containment-Heating-Phänomenen (DCH) zu verringern,
- die Verstärkung der Schrauben des Materialzugangspuffers (TAM), wodurch die ultimative Druckfestigkeit des Reaktorbehälters erhöht wird,
- die Verbesserung der Dichtheit der RIS- und EAS-Systeme (Neujustierung der RIS-Schutzventile),
- eine Instrumentierung, die den Betrieb der Anlage ermöglicht und die Überwachung des Unfalls verbessert: Druckmessung im Reaktorbehälter über einen weiten Bereich, Erkennung eines möglichen Durchbruchs des Reaktorbehälters sowie Temperaturmessung an den Wasserstoffrekombinatoren.

Zudem wurde eine spezifische Betriebsanleitung für das Management von Unfallsituationen mit Kernschmelze erstellt.

4.1 ZIELE

Im Rahmen des 4. RP 900 verfolgt EDF bei Unfällen mit Kernschmelze folgende Ziele:

- Das Risiko früher und umfangreicher Freisetzungen äußerst unwahrscheinlich zu machen;
- dauerhafte Auswirkungen auf die Umwelt zu vermeiden.

EDF hat sich insbesondere zum Ziel gesetzt, die Sicherheit bei Unfällen mit Kernschmelze im Hinblick auf die Sicherheitsziele des EPR von Flamanville 3 zu verbessern, dessen bereits in der Auslegung vorgesehene Maßnahmen zur Risikominderung es ermöglichen, im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze nur sehr begrenzte Schutzmaßnahmen für die Bevölkerung – sowohl räumlich als auch zeitlich – zu ergreifen. Die Arbeiten von EDF konzentrierten sich auf folgende Bereiche:

- Die Ableitung der Restleistung ohne Öffnung der Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Sicherheitsbehälters;
- Die Stabilisierung des Coriums auf der Fundamentplatte des BR.

Unfallszenarien mit Kernschmelze, die zu potenziell erheblichen Freisetzungen führen, werden in fünf Kategorien eingeteilt:

- Beschädigung des Brennstoffs im BR mit frühzeitigem Verlust des Containments,
- Durchbruch der Fundamentplatte,
- später Verlust des Containments durch Versagen des Reaktorbehälters,
- Aufrechterhaltung des Containments mit Öffnung der Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Sicherheitsbehälters,
- Aufrechterhaltung der Sicherheitshülle ohne Öffnung der Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Reaktorbehälters.

Im Rahmen des 4. RP 900 konzentrieren sich die Arbeiten auf die Szenarien der ersten vier Kategorien, wobei die fünfte Kategorie eine Situation darstellt, in der der Sicherheitsbehälter unter Kontrolle und intakt bleibt und es zu keinen frühen oder erheblichen Freisetzungen kommt.

Die Szenarien sind Gegenstand deterministischer Studien zu den radiologischen Folgen, ergänzt durch probabilistische Bewertungen.

4.2 ERFÜLLUNG DER ZIELE

4.2.1 Allgemeiner Ansatz für Unfallsituationen mit Kernschmelze

Allgemeiner Teil – Stufe

Die Risikoanalyse in Bezug auf Unfallabläufe mit Kernschmelze stützt sich auf Szenarioanalysen mit geeigneten Berechnungsprogrammen. Diese Programme basieren auf physikalischen Modellen, die auf der Grundlage repräsentativer Experimente entwickelt und validiert wurden und auf dem Stand der internationalen Technik gehalten werden.

Die Auslegung der erforderlichen Maßnahmen für Unfälle mit Kernschmelze erfolgt deterministisch, kann jedoch probabilistische Grundlagen für die Auswahl der als Auslegungsgrundlage herangezogenen Szenarien nutzen, um mit dem Risiko, gegen das man sich absichern möchte, im Einklang zu stehen.

Diese Auslegung stützt sich zudem auf vernünftige, umfassende Annahmen, wobei bei Bedarf Sensitivitätsanalysen herangezogen werden, um das mögliche Vorhandensein eines *„Klippeneffekts“* zu erkennen.

Die Anlagen, die bei einem Unfall mit Kernschmelze als notwendig identifiziert wurden, tragen entweder direkt zur Eindämmung der Spaltprodukte oder direkt zur Bewältigung des Unfalls mit Kernschmelze bei. Sie

bilden die Verteidigungslinie zur Eindämmung eines Unfalls mit Kernschmelze. Für diese materiellen Vorkehrungen gelten Anforderungen (funktionale Anforderungen, Beladung und Einsatzdauer), um ihre Leistungsfähigkeit und Verfügbarkeit unter den Bedingungen eines Unfalls mit Kernschmelze zu gewährleisten.

Diese Ausrüstungen können entweder im Rahmen von baulichen Änderungen installiert oder aus dem bestehenden Materialbestand genutzt werden.

Bei bestehenden Ausrüstungen, die im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze als notwendig identifiziert wurden, wird eine Überprüfung ihrer Eignung unter den Bedingungen eines Unfalls mit Kernschmelze durchgeführt. Bestehende Ausrüstungen, für die der Nachweis der Eignung unter diesen Bedingungen nicht erbracht werden kann, werden im Rahmen der Vorgänge PNRL1896, PNPE1264, PNPE1486 und PNPE1347 durch qualifizierte Ausrüstungen ersetzt. Bei neuen Ausrüstungen, die zur Eindämmung von Unfallsituationen mit Kernschmelze erforderlich sind, werden diese Betriebsbedingungen bereits bei der Auslegung berücksichtigt.

Nach Abschluss aller im Rahmen des 4. RP 900 für die Baureihe CPY durchgeführten Überprüfungen stellen die Umgebungsbedingungen in den Räumen, in denen Maßnahmen zur Bewältigung von Unfallsituationen mit Kernschmelze erforderlich wären, die Fähigkeit der Einsatzkräfte nicht in Frage, die erforderlichen Maßnahmen in diesen Räumen über den notwendigen Zeitraum hinweg durchzuführen.

Ergänzend dazu hat EDF gemäß der von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [FOH-B] die tatsächliche Fähigkeit des Einsatzpersonals vor Ort überprüft, die Räume zu betreten und dort die im Nachweis der nuklearen Sicherheit im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze geforderten Maßnahmen durchzuführen (z. B. Zugänglichkeit der Kontroll- und Steuerungselemente, Fähigkeit zur Durchführung der Maßnahmen beim Tragen von persönlicher Schutzausrüstung, Verfügbarkeit der Werkzeuge, für den Zugang erforderliche Zeit). Die von EDF im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung der Reaktoren der 900-MWe-Klasse vorgesehenen Maßnahmen lauten wie folgt:

- Betriebsanpassung, um den Einsatz von Selbstüberwachungszellen zu ermöglichen, mit denen die RCV-RIS-Ventile im Falle eines APRP4 vom BL aus betätigt werden können. Geplante Änderung in Phase B;
- Umsetzung des Leitfadens zum Strahlenschutz bei radiologischen Notfällen spätestens in der Ergänzungsphase B;
- Bereitstellung der Liste der Räume, die Umwälzkreisläufe (Unfälle mit und ohne Kernschmelze) und/oder Durchführungen durch den Sicherheitsbehälter enthalten, an den Betreiber spätestens in der Ergänzungsphase B;
- Aktualisierung der Sonderbetriebsvorschrift für schwere Wetterereignisse, um im Falle einer Vorwarnung vor starkem Wind die Vorab-Ausrichtung der Nachspeisung der ASG-Abdeckung durch SER zu verlangen. Aktualisierung in Phase B (Ergänzungen) vorgesehen.

Darüber hinaus wird derzeit auf der CPY-Ebene eine Lösung entwickelt, um zu vermeiden, dass in einer H3-Situation im API-Zustand NSO das Innere des BR betreten werden muss. EDF hat sich zum Ziel gesetzt, diese Lösung in der Phase B (Ergänzungen) umzusetzen.

Spezifischer Teil zu Block 2 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais weist hinsichtlich des Betriebszustands keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPE1264 „Austausch eines Kabels des ETY-Systems“ wurde am Block 2 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPE1471 „Austausch von Ventilen oder Ventildichtungen an den EAS-ND-Totarmen“ wird am Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration spätestens in Phase B des 4. RP 900 vorgesehen ist.

Die Änderungen:

- PNRL1896 „Austausch der Dichtungen eines Ventils des Stickstoffspeicher- und -verteilungssystems (RAZ)“,
- PNPE1347 „Austausch bestimmter elektrischer Stellantriebe und Schaltschränke der Systeme EAS und PTR“,
- PNPE1486 „Elektrische Robustheit AG/ND RCV 430 SM und EAS 002 VB“,

werden im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4. RP 900 im Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt.

4.2.2 Maßnahmen bei Situationen mit Risiko einer Kernschmelze

Allgemeiner Teil – Zwischenstufe

Ein Unfall mit Kernschmelze kann kurz- oder langfristig Freisetzungen in die Umwelt zur Folge haben, wenn die Integrität des Sicherheitsbehälters nicht dauerhaft aufrechterhalten werden kann. Die verschiedenen Risiken, die mit Unfallsituationen mit Kernschmelze verbunden sind, werden analysiert.

Je nach Risiko werden Maßnahmen umgesetzt, um entweder die Eintrittswahrscheinlichkeit zu verringern oder die Folgen zu verzögern und abzumildern.

❖ **Maßnahmen hinsichtlich des Risikos eines langsamen Druckaufbaus im Sicherheitsbehälter**

Ohne Ableitung der Leistung aus dem Sicherheitsbehälter führen die Verdampfung von Wasser auf dem Corium und die Entstehung nicht kondensierbarer Gase während der Wechselwirkung zwischen Corium und Beton zu einem langsamen Druckaufbau im Sicherheitsbehälter. Der Druck im Sicherheitsbehälter kann den Auslegungsdruck der Sicherheitsbehälter erreichen und die Öffnung der Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Sicherheitsbehälters erforderlich machen, was zu radioaktiven Freisetzungen in die Umwelt führt.

Im Rahmen des 4. RP 900 gewährleistet die Umsetzung der Anordnung EAS-ND (PNPP1811) die folgenden beiden Funktionen:

- das Überfluten und Kühlen des Coriums im Reaktorbehälter oder außerhalb des Reaktorbehälters,
- die Ableitung der Restleistung aus dem Sicherheitsbehälter.

Der Betrieb basiert zum einen auf einer EAS-ND-Pumpe, die im Direktinjektionsbetrieb aus dem PTR-Behälter oder im Umwälzbetrieb aus den BR-Sammelbecken betrieben werden kann, und zum anderen auf einem EAS-ND-Wärmetauscher, der die Kühlung des wieder eingeleiteten Wassers gewährleistet und selbst durch die „Source Froide Noyau Dur“ (SF-ND) gekühlt wird. Die „Source Froide Noyau Dur“ besteht aus einer mobilen Pumpanlage, die von der FARN transportiert und eingesetzt wird, sowie aus bautechnischen Einrichtungen an bestimmten Standorten (PNPP1972 und PNRL1844). Die EAS-ND- und SF-ND-Maßnahmen entsprechen der Vorschrift [AG-B-I]. Die EAS-ND-Maßnahme trägt zur Erfüllung der Vorschrift [AG-D-I] bei.

Die EAS-ND-Maßnahme ist so ausgelegt, dass Situationen mit Kernschmelze vermieden werden, die zum Öffnen der Druckentlastungs- und Filteranlage des Sicherheitsbehälters führen würden. Sie trägt zudem zur Verringerung der radiologischen Folgen von Situationen mit kontrollierter Einschließung bei.

Bestimmte Ventile oder Ventildichtungen an Hilfsrohrleitungen der EAS-ND-Anlage werden im Rahmen des Vorhabens PNPE1471 ausgetauscht, um ihre Beständigkeit unter Unfallbedingungen mit Kernschmelze sicherzustellen.

Um das Risiko eines Druckanstiegs im Sicherheitsbehälter weiter zu begrenzen, wird gemäß der

Vorgabe [AG-B-II-1] Maßnahmen definiert, mit denen kurzfristig zusätzlich zu dem im Behälter des Wasseraufbereitungs- und -kühlsystems für die Lagerbecken (PTR) enthaltenen borhaltigen Wasser eine weitere Menge borhaltiges Wasser in das Reaktorgebäude eingeleitet werden kann, um bei einem Unfall mit Kernschmelze die Ableitung der Restleistung aus dem Sicherheitsbehälter zu gewährleisten. EDF hat zudem die Machbarkeit der Einleitung dieser zusätzlichen Menge an boriertem Wasser unter Berücksichtigung der Anforderungen an die ausgewählten Maßnahmen und der verfügbaren Kapazitäten an boriertem Wasser begründet. Die im Anschluss an diese Studien geplanten Maßnahmen bestehen darin, die den Krisenteams zur Verfügung stehenden Unterlagen und/oder Hilfsmittel zu aktualisieren.

Diese Aktualisierung erfolgt im Einklang mit dem Zeitplan der Phase „Ergänzungen“ der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Stufe.

Darüber hinaus gewährleistet die elektrische Notstromversorgung der Breitspektrum-Druckmessung am Reaktorbehälter durch das DUS, dass der Prüfdruck des Reaktorbehälters nicht überschritten wird, auch im Falle eines vollständigen Ausfalls der Stromversorgung.

Tatsächlich handelt es sich bei dem DUS (PNPP1666) um eine zusätzliche Notstromquelle, die nach dem Unfall von Fukushima (vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7) eingeführt wurde, um die Stromversorgung der EDF-Reaktoren zu stärken. Das DUS ermöglicht insbesondere die Wiederversorgung der Anlagen des „harten Kerns“, die in Unfallsituationen mit Kernschmelze benötigt werden, auch bei einem vollständigen Ausfall der Stromversorgung am Standort.

Aufgrund der Erkenntnisse aus dem Unfall von Fukushima wird eine erste Verstärkung der Druckentlastungs- und Filteranlage des Sicherheitsbehälters vorgenommen, um deren Beständigkeit gegenüber einem Erdbeben der Stufe SMHV sicherzustellen (PNPP1870). In Anwendung der Vorschrift [AG-C-II] wird eine zusätzliche Verstärkung der Druckentlastungs- und Filteranlage des Sicherheitsbehälters vorgenommen, um deren Beständigkeit gegenüber einem Erdbeben der Stufe SMS (PNPE1377) zu gewährleisten.

❖ **Maßnahmen hinsichtlich des Risikos eines Verlusts der Sicherheitshülle durch Erosion und/oder Durchbruch der Fundamentplatte**

Im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze kann die Kernschmelze zur Bildung eines Corium-Bades führen, das letztendlich den Reaktorbehälter durchbrechen und anschließend zur Erosion der Fundamentplatte führen kann, wodurch die Sicherheitshülle gefährdet wird.

Um das Risiko eines Verlusts der Sicherheitshülle im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze durch Erosion der Fundamentplatte zu begrenzen, wird eine Vorrichtung eingesetzt, die auf der Stabilisierung des Coriums unter Wasser nach dessen Ausbreitung im trockenen Zustand basiert (PNPP1976): Die Ausbreitung des Coriums nach dem Durchbruch des Reaktorbehälters erfolgt im Reaktorschacht und im RIC-Raum. Diese Lösung ähnelt im Prinzip der bei Reaktoren vom Typ EPR (Core-Catcher) umgesetzten; sie berücksichtigt die F&E-Programme zur Wechselwirkung zwischen Corium und Beton und ermöglicht den Erhalt der tragenden Fundamentplatte des Sicherheitsbehälters. Diese Anordnung entspricht der Vorschrift [AG-A-I].

Die Untersuchungen zielen darauf ab, den Erhalt der tragenden Fundamentplatte des Sicherheitsbehälters nachzuweisen. Dadurch kann eine signifikante Betondicke aufrechterhalten werden, die den Großteil ihrer mechanischen Eigenschaften bewahrt. In Anwendung der Vorschrift [AG-A-II] hat EDF:

- der Behörde für nukleare Sicherheit einen detaillierten Vorentwurf vorgelegt, der ab 2025 eine Verdickung der Fundamentplatte der Reaktorgebäude ermöglicht, deren Beton einen sehr hohen Siliziumdioxidgehalt aufweist. Dieser Vorentwurf umfasst eine Studie zur Optimierung des Strahlenschutzes für das Einsatzpersonal;
- hat der Behörde für nukleare Sicherheit die Ergebnisse seines auf Versuchen basierenden Untersuchungsprogramms zum Verhalten der Fundamentplatten im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze vorgelegt. EDF hat die Standorte ermittelt, an denen eine Verdickung der Fundamentplatten der Reaktorgebäude erforderlich ist;
- wird gezielt die Fundamentplatten der betroffenen Standorte verdicken.

Ergänzend dazu und in Anwendung der Vorschrift [AG-A-III] verstärkt EDF die Trennwände zwischen dem Raum für die interne Kerninstrumentierung (RIC) und dem Bereich der Auffangbecken am Boden des Sicherheitsbehälters des Reaktorgebäudes, um jegliches Risiko zu vermeiden, das durch ein Durchdringen des Coriums entstehen könnte (PNPP1976).

Die trockene Ausbreitung des Coriums wird durch die vorherige Abdichtung des Reaktorbehälter-Schachts und des

angrenzenden RIC-Raums gewährleistet

. Zu diesem Zweck werden die RGE in Phase B geändert, um die Mittel zur Wassererkennung im Behälterbrunnen und im RIC-Raum im Normalbetrieb zu optimieren. Die Wiederüberflutung des Coriums von oben erfolgt anschließend durch Schwerkraft mit dem Wasser aus den Sumpfbecken und dem Boden des BR, die zuvor über die RIS-Kreisläufe, EAS oder über die Null-Durchfluss-Leitung der Pumpe der EAS-ND-Anordnung oder aktiv durch die Einspeisung von Wasser in den Reaktorbehälter nach der Verteilung des Coriums, falls die Sammelbecken des BR nicht gefüllt worden wären.

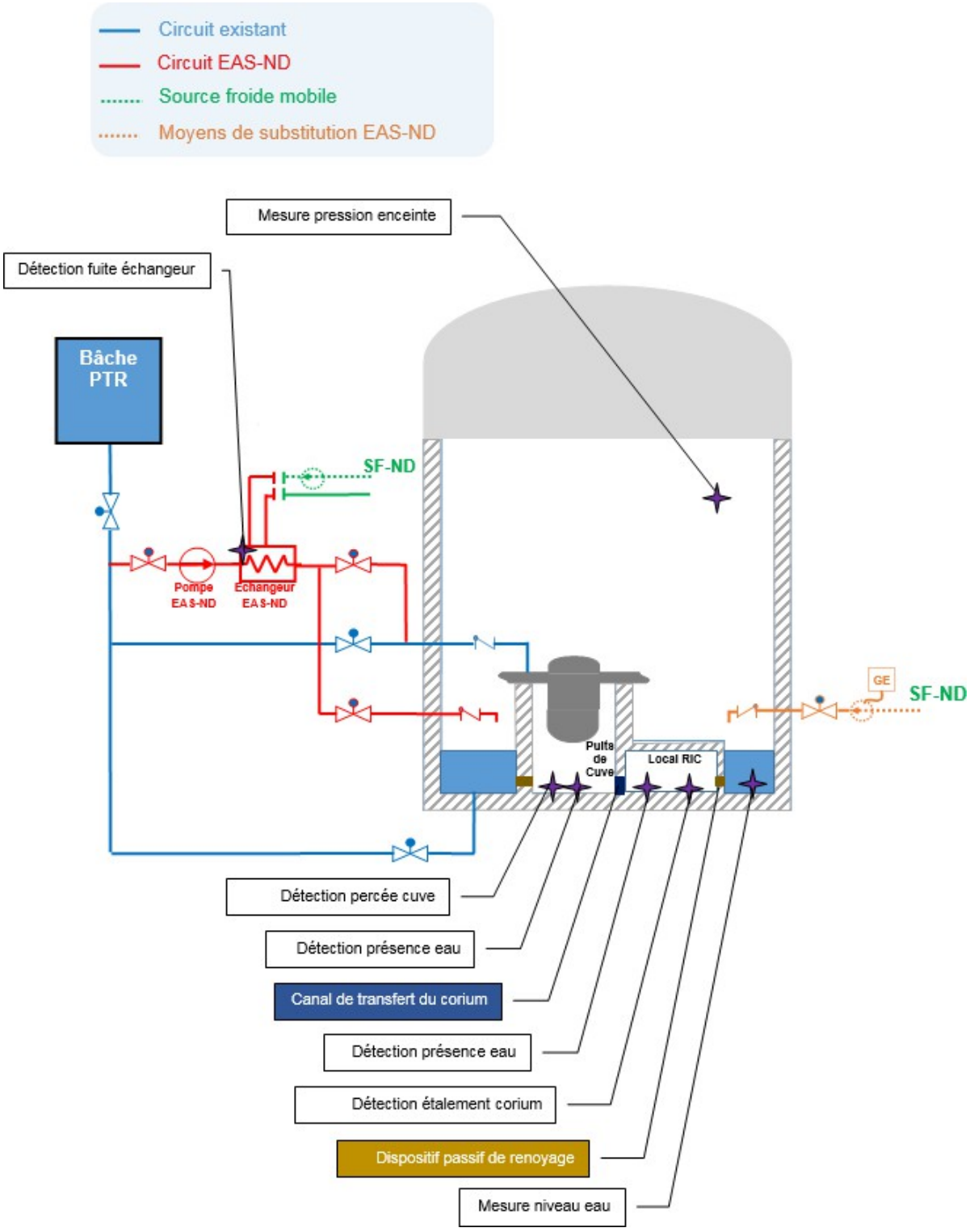
Die schwerkraftbedingte Wiederüberflutung des Coriums wird durch redundante Bohrungen in den Wänden der Behälter-Schachträume und des RIC-Raums gewährleistet, die durch eine passive Ventilanordnung (oder Klappen) verschlossen sind, welche die Dichtheit zwischen dem am Boden des BR angesammelten Wasser und dem Ausbreitungsbereich sicherstellt. Dies garantiert eine trockene Ausbreitung des Coriums. Die Aufhebung der Absperrvorrichtung wird nach dem Ausbreiten des Coriums durch das Reißen von Schmelzseilen ausgelöst.

Die Kühlung des Coriums und die langfristige Ableitung der Restleistung aus dem Reaktorgebäude werden durch die Maßnahmen EAS-ND und SF-ND gewährleistet.

Die Messung zur Erkennung eines Behälterdurchbruchs (PNXX1746, Thermoelement im Behälterschacht) ermöglicht es, bei Bedarf eine Wassereinspritzung auf das Corium über den Behälter zum effektivsten Zeitpunkt sicherzustellen, der der Wiederflutung nach dem trockenen Ausbreiten des Coriums entspricht. Diese Messung wird durch das DUS im Rahmen des Vorhabens PNPE1387 unterstützt.

Ergänzend dazu und im Anschluss an die Schulung im Rahmen der Ständigen Expertengruppe für Reaktoren (GPR) zum Thema Unfälle mit Kernschmelze, die am 27. und 28. März 2019 stattfand:

- führt EDF eine spezielle Messtechnik ein, mit der die Ausbreitung des Coriums über die gesamte Fläche des RIC-Raums (PNPE1387) erfasst werden kann, und berücksichtigt diese Informationen in der AG-Betriebsstrategie.
- EDF führt eine zusätzliche Maßnahme ein, die im Falle eines mittel- bis langfristigen Ausfalls des EAS-ND (PNPE1362) eine Wasserzufuhr in den Boden des Sicherheitsbehälters mittels mobiler Einrichtungen über einen ausreichenden Zeitraum ermöglicht, um die Erosion der Fundamentplatte zu begrenzen. Diese Maßnahme entspricht der Vorschrift [AG-B-III]. Die Steuerung dieser Wasserzufuhr erfolgt über eine Wasserstandsmessung am Boden des BR (PNPE1386).



Prinzipskizze der EAS-ND-Maßnahmen und der Stabilisierung des Coriums

❖ **Maßnahmen in Bezug auf die am Containment beteiligten Funktionen und Ausrüstungen**

Die Durchführungen des Sicherheitsbehälters, einschließlich der Absperrventile, die automatischen Absperrbefehlen unterliegen, werden vor dem Eintritt eines Unfalls mit Kernschmelze geschlossen. Bei Durchführungen durch den Sicherheitsbehälter, deren Absperrung durch ein motorbetriebenes Bauteil erfolgt, gewährleistet die elektrische Notstromversorgung dieser Bauteile durch das DUS (PNPE1073 und PNPE1068) deren Betriebsfähigkeit, auch bei vollständigem Ausfall der Stromversorgung

. Das DUS gewährleistet zudem die elektrische Notstromversorgung eines Belüftungs- und Luftfilterkreises des Kontrollraums (über die Änderung PNPE1068), um die Aufrechterhaltung dieser Funktionen im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze infolge einer Situation (H3) zu ermöglichen.

Im Hinblick auf die Verbesserung der Widerstandsfähigkeit bestimmter an der Sicherheitshülle beteiligter Komponenten bei Unfällen mit Kernschmelze führt EDF den Austausch der Sichtfenster der BR-Schleusen durch („Verstärkung der Sichtfenster der BR-Schleusen“ PNPP1631).

❖ **Betrieb der EAS-ND-Anlage im Umwälzbetrieb**

Die langfristige Bewältigung von Unfallsituationen mit Kernschmelze beruht auf dem Umwälzbetrieb der EAS-ND-Anlage, um das Corium unter Wasser zu halten und die Restleistung aus dem BR abzuleiten. Die Auslegungsanforderungen der EAS-ND-Anlage sind an die vorgesehene Situation angepasst und gewährleisten ein hohes Maß an Zuverlässigkeit der Anlagenkomponenten für eine angestrebte Betriebsdauer der Anlage von einem Jahr. Im Hinblick auf den langfristigen Umwälzbetrieb bei einem Unfall mit Kernschmelze und zur Begrenzung der möglichen Folgen eines Lecks im EAS-ND-Kreislauf richtet EDF eine Vorrichtung ein, um ein möglicherweise auftretendes Leck im EAS-ND-Kreislauf (PNPP1541) außerhalb des Sicherheitsbehälters zu bewältigen. Diese Maßnahme besteht darin, die Leckagen aus den empfindlichsten Komponenten des EAS-ND-Systems über dessen gesamte Einsatzdauer hinweg im BK aufzufangen, um die Folgen hinsichtlich der Freisetzungen in die Umwelt zu begrenzen. Ergänzend dazu setzt EDF eine Vorkehrung zur Rückführung der in den Auffangbecken des BK (PNPE1362) vorhandenen Abwässer in den BR um. Diese Vorkehrungen zur Sammlung und Rückführung entsprechen den Vorschriften [AG-B-IV] und [AG-D-I].

Darüber hinaus setzt EDF im Rahmen des Notfallmanagements ein System zur Erkennung möglicher interner Leckagen am EAS-ND-Wärmetauscher ein, um sicherzustellen, dass die Kaltquelle nicht kontaminiert wird. Diese Maßnahme wird auf der Grundlage eines von der FARN eingesetzten mobilen Systems durchgeführt.

❖ **Maßnahmen hinsichtlich des Risikos eines Verlusts der Sicherheitshülle durch direkte Erwärmung des Reaktorbehälters**

Das Öffnen und Offenhalten der Druckhalterventile ist im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze erforderlich, um die Druckentlastung des Primärkreislaufs sicherzustellen und so den möglichen Folgen einer Kernschmelze unter Druck vorzubeugen. Ist der Primärkreislauf beim Durchschlagen des Reaktorbehälters unter Druck, kann ein Teil des Coriums in den Sicherheitsbehälter gelangen, was zu einem erheblichen Temperatur- und Druckanstieg im Sicherheitsbehälter führt.

Angesichts dieses Risikos hat EDF im Rahmen des 3. RP 900 eine Änderung umgesetzt, die darauf abzielt, die Steuerung der Druckhalterventile (PNXX1721) zuverlässiger zu gestalten, um das Öffnen und Offenhalten dieser Ventile auch bei Ausfall der Stromversorgung zu gewährleisten.

Im Rahmen des 4. RP 900 verstärkt EDF die Anlagen durch den Austausch der Ventilkörper des Druckhalters, um deren Entlastungskapazität bei niedrigem Primärdruck zu erhöhen (PNPP1595). Diese Änderung besteht darin, den Entlastungsquerschnitt bei niedrigem Druck im gesteuerten Öffnungszustand zu vergrößern.

Schließlich gewährleistet die elektrische Notversorgung der Druckhalterventile durch das DUS deren Öffnung in Unfallsituationen mit Kernschmelze infolge eines vollständigen Ausfalls der Stromversorgung (H3).

❖ **Maßnahmen hinsichtlich des Risikos eines Containmentverlusts durch eine Dampfexplosion außerhalb des Reaktorbehälters**

Im Falle eines Reaktorbehälterbruchs basiert die Maßnahme zur Stabilisierung des Coriums außerhalb des Reaktorbehälters auf einer Strategie der Trockenausbreitung des Coriums, gefolgt von einer passiven Wiederüberflutung durch Wasser aus den Sammelbecken. Dies erfordert technische Vorkehrungen (PNPP1976), die darauf abzielen, das Eindringen von Wasser in den Ausbreitungsbereich vor dem Reaktorbehälterbruch zu verhindern. Diese Vorkehrungen verhindern, dass das Corium in einen zuvor gefluteten Reaktorkammernbrunnen gelangt, wodurch jegliches Risiko einer Dampfexplosion außerhalb des Reaktorkessels in solchen Situationen ausgeschlossen wird.

❖ **Maßnahmen hinsichtlich des Risikos einer erneuten Kritikalität des Coriums**

Bei bestimmten geometrischen Konfigurationen des Coriums während der Kühlung durch Einspritzen von nicht boriertem Wasser könnte es zu einer erneuten Kritikalität kommen, was einen Anstieg der abzuführenden Leistung zur Folge hätte. Um dieses Risiko zu vermeiden, legen die Betriebsverfahren konservativ fest, wie nicht boriertes Wasser während der kurz-, mittel- und langfristigen Phasen eines Unfalls mit Kernschmelze eingesetzt werden darf.

❖ **Umgang mit kontaminiertem Wasser**

Die Begrenzung des Risikos einer Ausbreitung flüssiger radioaktiver Stoffe außerhalb des Standorts basiert auf drei Verteidigungslinien:

- Das EAS-ND-System, dessen Auslegungs- und Fertigungsanforderungen ein geringes Leckageniveau außerhalb des Sicherheitsbehälters gewährleisten, bildet eine erste Verteidigungslinie;
- Die Auffangung von Leckagen aus den empfindlichsten Komponenten des EAS-ND-Systems (PNPP1541) sowie die Rückführung der in den Auffangbecken des BK (PNPE1362) vorhandenen Abwässer in den BR bilden eine zweite Verteidigungslinie;
- Eine dritte Verteidigungslinie im Rahmen des Krisenmanagements ist darauf ausgelegt, die Einhaltung der Qualitätsrichtwerte für Wasser für den menschlichen Gebrauch sowohl in der kurzfristigen als auch in der langfristigen Phase eines Unfalls mit Kernschmelze zu gewährleisten:
    - Gemäß der Vorschrift [AG-D-II] wird EDF über die erforderlichen Mittel verfügen, um die Kontamination des im Reaktorgebäude vorhandenen Wassers nach einem Unfall mit Kernschmelze zu verringern, und stellt deren Betriebsbereitschaft vor Ort sicher (PNPE1362 und PNPE1449);
    - Gemäß der Vorschrift [AG-D-III] hat EDF, um das Ausmaß und die Dauer der Wasserverschmutzung in der Umwelt im Falle eines Austritts von kontaminiertem Wasser aus den Gebäuden nach einem Unfall mit Kernschmelze zu begrenzen, Maßnahmen zur Eindämmung der Ausbreitung radioaktiver Stoffe über den Boden und das Grundwasser außerhalb des Standorts untersucht. Diese Untersuchungen ergaben keine Notwendigkeit für zusätzliche Maßnahmen im Hinblick auf die Sicherheitsanforderungen.

Spezifischer Teil zu Block 2 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Die Blöcke des Kernkraftwerks Blayais sind von der Vorschrift [AG-A-II] zur Verdickung der sehr quarzhaltigen Fundamentplatten der Sicherheitsbehälter nicht betroffen, da ihre Fundamentplatten aus Quarzbeton bestehen.

Die Änderung PNPP1976 Band B umfasst zwei Änderungen:

- „Verstärkung der Wände zwischen dem internen Instrumentierungsraum des Reaktorkerns (RIC)“,
- „Einbau einer Vorrichtung zur Trockenausbreitung und Stabilisierung des Coriums unter Wasser“.

Zusammenfassung des Zustands des Reaktorblocks Die

Änderungen:

- PNPE1068 Band A „Stromverteilung im Kernbereich“,
- PNPE1073 „Leittechnik für den bestehenden Kern“,
- PNPE1449 „Dekontamination der Abwässer aus dem BR“,

- PNPP1595 (außer Band C) „Austausch der SEBIM-Ventilköpfe“,
- PNPP1666 „Notstromdiesel“,
- PNPP1870 „Verstärkung der Erdbebensicherheit der Entlüftungsvorrichtung des U5-Behälters auf SMHV-Niveau“,
- PNPP1811 „Einrichtung eines EAS-ND-Systems zur Wassereinspritzung in den Primärkreislauf und zur Ableitung der Restleistung“,
- PNPP1976 „Einrichtung einer Vorrichtung zur Trockenverteilung und Stabilisierung des Coriums unter Wasser“,
- PNPP1631 „Verstärkung der Sichtfenster der Druckluftkammer (SAS BR)“,
- PNPP1541 „Abwassermanagement im AG“,
- PNXX1746 „Erkennung von Corium und Betrieb des H²-Rekombinators bei hohen Temperaturen“,
- PNXX1721 „Verbesserung der Zuverlässigkeit der Steuerung der Druckhalterventile“,
- PNRL1844 „Standortspezifische Auslegung für die ultimative Kaltquelle: Zugangsrampen zur Kaltquelle“,
- PNRL1976 „Betriebsänderung – Änderung der Schwellenwerte für den BK-Sumpf zur Sammlung von Leckagen EAS014VB“,

wurden im Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPE1471 „Austausch von Ventilen oder Ventildichtungen an den Totarmen EAS ND“ wird am Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration spätestens in Phase B des 4. RP 900 vorgesehen ist.

Die Änderung PNPE1377 „Verstärkung der Erdbebensicherheit der Kompressions- und Filtervorrichtung des U5-Behälters bei einem Erdbeben der Stufe SMS“ wird im Rahmen eines spezifischen Zeitplans im Block 2 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt, wobei die Integration spätestens im Juli 2029 vorgesehen ist.

Die Änderung PNPE1387 „Einrichtung einer Coriumausbreitungsdetektion im RIC-Raum (Kerninstrumentierung) und Notstromversorgung durch das DUS (Diesel-Notstromaggregat) für das Thermoelement zur Coriumausbreitungsdetektion im RIC-Raum“ wird im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4. RP 900 im Block 2 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt.

Die Änderungen:

- PNPE1386 „Einrichtung eines Messpegels für den Sumpf im Reaktorgebäude“,
- PNPE1362 „Einbau von festen Einspeise- und Absaugleitungen im Reaktorgebäude sowie einer mobilen Ersatzvorrichtung für das EAS-ND, Rückführung der Abwässer aus dem Brennelementgebäude in das Reaktorgebäude“,

werden im Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen der Phase „Ergänzungen“ der Änderungen des 4. RP 900 umgesetzt.

Die Änderung PNPE1068 Band C „Austausch des Schaltschranks LLJ001CR“ wird im Block 2 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen der Phase „Ergänzungen“ der Änderungen des 4. RP 900 umgesetzt.

Die Änderung PNPP1976, Band B, „Verstärkung der Trennwände zwischen dem internen Kerninstrumentierungsraum (RIC) und dem Bereich der Auffangbecken am Boden des Sicherheitsbehälters des Reaktorgebäudes“ wird im Rahmen der Phase „Ergänzungen“ der Änderungen des 4. RP 900 am Block 2 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt.

4.2.3 Minderung der radiologischen Folgen

Allgemeiner Teil – Ebene

❖ **Vorgehensweise**

Im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze hat die Aufrechterhaltung des Containments oberste Priorität, um Freisetzungen in die Umwelt zu begrenzen. Für Szenarien ohne unkontrollierten Verlust des Containments werden Berechnungen der radiologischen Folgen durchgeführt.

Die radiologischen Folgen von Unfällen mit Kernschmelze werden anhand eines Referenzquellenterms bewertet. Dieser Referenzquellenterm ist ein Entkopplungsquellenterm, der die Freisetzungen in die Umwelt für diese Situationen umfasst. Die wichtigsten Annahmen werden in den folgenden Absätzen dargelegt.

Die zugrunde gelegten physikalischen Annahmen sind für die Situation vor und nach dem 4. RP 900 identisch, um die Auswirkungen der gewählten Maßnahmen bewerten zu können.

Die Freisetzungskinetik der Radionuklide im Sicherheitsbehälter verläuft in drei unterschiedlichen Phasen: der Freisetzungsphase im Reaktorbehälter, der Freisetzungsphase durch Corium-Beton-Wechselwirkung (ICB) und der Phase der späten Freisetzung im Reaktorbehälter. Jeder dieser Phasen sind Freisetzungsraten zugeordnet, die vom jeweiligen Spaltprodukt abhängen. Durch die Aufrechterhaltung eines basischen pH-Werts in den Sammelbecken des Sicherheitsbehälters lassen sich die Freisetzungen von flüchtigem radioaktivem Jod vernachlässigbar gering halten. Im Anschluss an die Sitzung im Rahmen der Ständigen Expertengruppe für Reaktoren (GPR) zu Unfällen mit Kernschmelze, die am 27. und 28. März 2019 stattfand, und in Anwendung der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [CR-B], führt EDF eine Maßnahme durch, die darin besteht, am Boden der Auffangbecken wasserlösliche Alkaliverbindungen (PNPE1410) einzubringen.

Die Bewertung der in die Atmosphäre freigesetzten Radioaktivität und der damit verbundenen radiologischen Folgen erfolgt:

- im Zustand vor RP4 900 unter der Annahme, dass die Druckentlastungs- und Filteranlage des Sicherheitsbehälters 24 Stunden nach Eintritt eines Unfalls mit Kernschmelze in Betrieb genommen wird. Zu Ungunsten der Berechnungen der radiologischen Folgen wird der Metallvorfilter der Druckentlastungs- und Filteranlage des Sicherheitsbehälters nicht berücksichtigt.
- im Zustand RP4 900 ohne Öffnung der Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Reaktorbehälters. Durch die Umsetzung der EAS-ND-Maßnahme (PNPP1811) mit einem Wärmetauscher, der über eine unabhängige Kaltquelle (SF-ND) verfügt, kann die Öffnung der Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Reaktorbehälters vermieden werden.

❖ **Bewertung der Strahlendosen für die Bevölkerung**

Die Dosen für die Bevölkerung werden anhand der in die Atmosphäre freigesetzten Aktivitäten berechnet. Die Dosen werden für eine Bevölkerung berechnet, die sich in Lee des havarierten Blocks befindet. Die effektive Dosis durch Bestrahlung und Inhalation in der Abgaswolke sowie die äquivalente Schilddrüsendosis durch Inhalation werden anhand der Ausbreitung der in die Atmosphäre freigesetzten Aktivität und der Dosisumrechnungsfaktoren bewertet. Der Vergleich der Bevölkerungsdosen im Zustand vor RP4 900 und im Zustand RP4 900 ermöglicht es, die Vorteile zu bewerten, die sich aus den für das 4. RP 900 umgesetzten Änderungen ergeben.

Die bei Umsetzung der EAS-ND-Bestimmung ermittelten Dosen für die Bevölkerung zeigen, dass keine Gegenmaßnahmen über 5 km für die Evakuierung und über 10 km für die Einnahme von stabilem Jod erforderlich sind.

Der Vergleich mit dem Szenario ohne Umsetzung der EAS-ND-Bestimmung zeigt, dass diese Änderung es ermöglicht, die radiologischen Folgen eines Unfalls mit Kernschmelze erheblich zu begrenzen.

Blockspezifischer Teil 2 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais weist gegenüber dem Palier-Zustand keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPP1811 „Einbau eines EAS-ND-Systems zur Wassereinspeisung in den Primärkreislauf und zur Ableitung der Restleistung“ wurde im Block 2 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPE1410 „Einbau von Natriumtetraborat-Körben in die Sammelbecken des Reaktorgebäudes“ wird am Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration spätestens im Juli 2029 vorgesehen ist.

4.2.4 EPS in Bezug auf Situationen mit Kernschmelze (EPS N2)

Allgemeiner Teil – Stufe

Im Rahmen des 4. RP 900 hat EDF eine Reihe von sogenannten EPS-Studien der Stufe 2 durchgeführt, in die die Erkenntnisse aus den im Rahmen der 3. RP der Leistungsstufen 900 MWe und anschließend 1300 MWe entwickelten EPS der Stufe 2 eingeflossen sind.

Ziel dieser Studien ist es, das Risiko von Freisetzungen zu bewerten und das Sicherheitsniveau der Anlage zu bestimmen. Darüber hinaus hat sich EDF zum Ziel gesetzt, die Häufigkeit von Szenarien zu verringern, die insbesondere zu frühen und umfangreichen Freisetzungen oder zum Durchbruch der Fundamentplatte führen.

Die EPS der Stufe 2 basiert auf dem EPS-Modell der Stufe 1. Die verwendete Methodik wird aus dem 3. RP 1300 übernommen, dessen Eingabedaten im Folgenden aufgeführt sind:

- Bewertung der Endfestigkeit des Sicherheitsbehälters: Die Untersuchung des Verhaltens des Sicherheitsbehälters unter Bedingungen, die über die Auslegungsbedingungen hinausgehen, ist ein wichtiger Schritt bei der Entwicklung eines EPS der Stufe 2. Die für das Sicherheitskonzept der Stufe 2 durchgeführten mechanischen Strukturuntersuchungen ermöglichen es, die verschiedenen möglichen Versagensmodi des Sicherheitsbehälters zu charakterisieren, um eine Wahrscheinlichkeitsverteilung der Endfestigkeit des Sicherheitsbehälters (Fragilitätskurve) zu erstellen.

- Phänomenologie *„Unfall mit Kernschmelze“*: Angesichts ihres Ziels, das Risiko von Freisetzungen unter dem doppelten Gesichtspunkt von Häufigkeit und Amplitude zu bewerten, modelliert die Sicherheitsbewertung der Stufe 2 die verschiedenen möglichen Arten des Containmentverlusts. Dabei spielt das Auftreten physikalischer Phänomene, die bei einem Unfall mit Kernschmelze auftreten können, eine wichtige Rolle. Die phänomenologischen Studien stützen sich auf Daten aus dem internationalen Stand der Technik, die in den deterministischen Studien ermittelt wurden, sowie auf Ergebnisse, die mit speziellen Berechnungsprogrammen gewonnen wurden.

- Menschlicher Faktor: Mit Ausnahme einiger vorgeschriebener Maßnahmen im Rahmen des „Conduite Incidentelle – Accidentelle“ (Verhalten bei Zwischenfällen und Unfällen) stammen die modellierten Aufgaben hauptsächlich aus dem Verhalten bei einem Unfall mit Kernschmelze. Die probabilistische Bewertung des menschlichen Faktors erfolgt mithilfe einer Quantifizierungsmethode, die es ermöglicht, die Besonderheiten der verschiedenen in Krisensituationen auftretenden Führungssysteme (Führungsteam, dann lokales Krisenteam und schließlich nationales Krisenteam) sowie die für die Durchführung der Maßnahme verfügbaren Zeitfenster zu berücksichtigen.

- Zuverlässigkeit der Systeme, die zur Begrenzung der Folgen eines Unfalls mit Kernschmelze herangezogen werden.

Jede Funktionssequenz führt zu einer Auswirkung, die als *„Freisetzungskategorie“* bezeichnet wird. Anhand dieser Freisetzungskategorien lassen sich Unfallszenarien zusammenfassen, die hinsichtlich der Freisetzungen als vergleichbar eingestuft werden:

- Freisetzungen „*über die Luft*“:
  - R1: frühe und erhebliche Freisetzungen; hierbei handelt es sich um alle Abläufe mit einem vollständigen Bruch oder einer Umgehung des Sicherheitsbehälters vor Ablauf von 24 Stunden (β-Modus), um einen durch Unfallphänomene mit Kernschmelze verursachten Sicherheitsbehälterbruch (einschließlich induzierter RTGV), um heterogene Verdünnungen mit einem Transienten der schnellen Kritikalität sowie um Kernschmelzen mit Umgehung. Zu dieser Kategorie gehören auch Freisetzungen im Falle der Freilegung einer oder mehrerer Brennelemente im Reaktorkern, was das von EDF gewählte Abgrenzungskriterium hinsichtlich des Risikos massiver Freisetzungen für den Reaktorkern darstellt,
  - R2: späte, ungefilterte Freisetzungen; hierbei handelt es sich um Abläufe mit einem Bruch des Sicherheitsbehälters nach 24 Stunden infolge seiner langsamen Druckbeaufschlagung (Fehlschlag beim Öffnen oder Ausfall der Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Sicherheitsbehälters),
  - R3: gefilterte späte Freisetzungen; hierbei handelt es sich um Szenarien, bei denen die Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Sicherheitsbehälters zum Einsatz kommt,
  - R4: Begrenzte Freisetzungen bei intaktem Sicherheitsbehälter,
  - RD: Ausbrüche vom Auslegungsfalltyp (Ausbrüche, deren Ausmaß und Kinetik mit Auslegungsfällen oder Unfällen des ergänzenden Bereichs übereinstimmen).

Es handelt sich um Freisetzungen über die Luft durch den normalen Teil des Sicherheitsbehälters.

- Freisetzungen über den „*Wasserweg*“:
  - RP: durchbrochene Fundamentplatte; hierbei handelt es sich um alle Szenarien mit einer Verlagerung des Reaktorkerns in den Reaktorbehälter, die zum Durchbruch des Reaktorbehälters und schließlich zum Durchbruch der Fundamentplatte führt,
  - RI: intakte Fundamentplatte; hierbei handelt es sich um alle Abläufe ohne Durchbruch der

Fundamentplatte. Um die Ziele zu erreichen, wird den Freisetzungen R1 und RP besondere Aufmerksamkeit gewidmet.

Die Ergebnisse der Prüfung des 3. RP 1300 werden berücksichtigt und gemäß den von EDF ergriffenen Maßnahmen integriert. Die wesentlichen methodischen Weiterentwicklungen im Vergleich zum 3. RP der 1300-MWe-Stufe betreffen folgende Themen:

- H_2-Verbrennung (oder CO): Absicherung durch Sensitivitätsstudien zum Risiko einer Verbrennung im Sicherheitsbehälter, auch während der Phase eines Kernschmelzunfalls außerhalb des Reaktordruckbehälters,
- Risiko einer induzierten RTGV und eines induzierten Bruchs des Heißstrangs: Verbesserung der im EPS des 3. RP 1300 verwendeten Methodik,
- Anheben des Reaktordruckbehälters: Das Risiko einer Umgehung des Sicherheitsbehälters an den Durchführungen des Sicherheitsbehälters infolge eines möglichen Anhebens des Reaktordruckbehälters wurde in Übereinstimmung mit den Studien zum EPR von Flamanville 3 berücksichtigt,
- Corium-Beton-Wechselwirkung (ICB): Weiterentwicklung der Modellierung auf der Grundlage der jüngsten Versuche,
- Freisetzungen bei Auslegungsunfällen: Es wird eine Gruppierung von Freisetzungskategorien eingeführt, um die Szenarien der Auslegungsunfälle und des ergänzenden Bereichs zu behandeln.

EPS N2 „*Interne* Ereignisse“

Diese Sicherheitsanalyse bewertet die Art und das Risiko radioaktiver Freisetzungen bei Ereignisabläufen, von denen angenommen wird, dass sie zu einer Beschädigung des Brennstoffs führen, im Rahmen der Sicherheitsanalyse der Stufe 1 „*Interne* Ereignisse“ sowie bei Bypass-Ereignissen ohne Kernschmelze.

Frühe Freisetzungen (R1)

Die Häufigkeit früher Freisetzungen wurde um den Faktor 2 reduziert. Diese Verbesserung ist im Wesentlichen auf die Stromversorgung der elektrischen Abschaltventile des Reaktorbehälters (PNPE1073 und PNPE1068) durch das DUS zurückzuführen, was

die Kontrolle über den Sicherheitsbehälter im Falle eines vollständigen Ausfalls der Stromquellen verstärkt. Das Risiko früher Freisetzungen liegt in der Größenordnung von einigen 10^{-7} pro Jahr und Reaktor, was weniger als 10 % des Risikos einer Kernschmelze im EPS „Interne Ereignisse“ N1 $^{4.}$ RP 900 entspricht und das Risiko großer früher Freisetzungen äußerst unwahrscheinlich macht.

Durchbrochene Fundamentplatte (RP)

Die jährliche Häufigkeit eines Durchbruchs der Fundamentplatte, die am Ende des $^{3.}$ RP 900 auf einige 10^{-6} pro Jahr und Reaktor geschätzt wurde, wurde im $^{4.}$ RP 900 dank der Maßnahmen zur Trockenausbreitung und Wiederbenetzung des Coriums (PNPP1976) in Verbindung mit der Einführung des EAS-ND-Systems (PNPP1811) sowie der „Source Froide Noyau Dur“, die insbesondere die Langzeitkühlung des Coriums ermöglicht, weiter reduziert. Diese technischen Maßnahmen sowie – für die schnellsten Transienten – ein geeignetes Verfahren zur Rückführung des Coriums, das auf der Erkennung eines Reaktorbehälterdurchbruchs basiert (PNXX1746), ermöglichen die Stabilisierung des Coriums auf der Fundamentplatte und die Ableitung der Restleistung aus dem Sicherheitsbehälter. Die Wahrscheinlichkeit eines Durchbruchs der Fundamentplatte wird auf eine Häufigkeit in der Größenordnung von einigen 10^{-7} pro Jahr und Reaktor reduziert, was dem Ziel entspricht, dauerhafte Auswirkungen auf die Umwelt zu vermeiden.

EPS N2 „Einwirkungen“

❖ **Allgemeiner Ansatz**

Die wichtigsten Einwirkungen wurden modelliert, was eine Premiere im gesamten Reaktorpark darstellt und EDF auf den neuesten Stand der Technik in Bezug auf Brand-, interne Überschwemmungs- und Erdbebeneinwirkungen bringt.

Zunächst werden die auf eine Einwirkung folgenden Kernschmelzsequenzen, die eine ähnliche Unfalltypologie aufweisen (Ausgangszustand des Reaktorkessels, Auslöser, Szenario, das zur Kernschmelze führt), zu „gestörten Anlagenzuständen“ (EDI) zusammengefasst, denen ein sogenanntes *„Unfall mit Kernschmelze*“-Szenario zugeordnet ist.

Jedes Szenario *„Unfall mit* Kernschmelze“ berücksichtigt die Maßnahmen zur Schadensminderung, die verschiedenen Unfallphänomene bei einer Kernschmelze, die durch den Zustand des Reaktorkerns hervorgerufen werden können, sowie die verschiedenen potenziellen Arten eines Containment-Versagens, die zu radioaktiven Freisetzungen führen können.

In einem zweiten Schritt werden die funktionalen Auswirkungen der verschiedenen Szenarien im Zusammenhang mit der untersuchten Einwirkung (Brand, interne Überflutung, Erdbeben), die zu einer Kernschmelze führen, auf die Zielkomponenten, die zur Eindämmung des Unfalls mit Kernschmelze und zur Begrenzung der radioaktiven Freisetzungen beitragen, auf dieselbe Weise charakterisiert und modelliert wie bei der betrachteten Einwirkungsprüfung N1 (Brand, interne Überflutung, Erdbeben).

Anschließend erfolgt eine Quantifizierung des Risikos radioaktiver Freisetzungen infolge der untersuchten Einwirkung, indem die Folgen der Unfallszenarien nach Freisetzungskategorien zusammengefasst werden – nach dem gleichen Ansatz wie bei der EPS „Interne Ereignisse N2“.

❖ **EPS Brand N2**

Die Ergebnisse der Brand-EPS N2, die für die Brandvolumina durchgeführt wurde, die maßgeblich zum Risiko einer Kernschmelze beitragen, zeigen, dass der Brandfall in erster Linie keinen Einfluss auf die bei der Bewältigung eines Unfalls mit Kernschmelze berücksichtigten Materialien hat, da die Verteilung der verschiedenen untersuchten Freisetzungsrisiken den Größenordnungen der EPS für interne Ereignisse N2 ähnelt.

Kurzfristig wird die Einschließung durch die Integrität der dritten Barriere gewährleistet und ermöglicht es, R1-Freisetzungen in den allermeisten Fällen zu vermeiden. Die Druckentlastung des Reaktorbehälters durch die Druckentlastungs- und Filteranlage des Reaktorbehälters ermöglicht es, dessen Integrität langfristig aufrechtzuerhalten und ein gutes Maß an Einschließung der Spaltprodukte zu gewährleisten. Die Möglichkeit, das Corium durch die Aktivierung der EAS-ND-Maßnahme zusätzlich zur Kühlung durch das EAS wieder einzuschließen, verringert das Risiko eines Durchbruchs der Fundamentplatte durch das Corium.

Im Anschluss an die im Rahmen des GP EPS durchgeführte Untersuchung:

- In Anwendung der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [AG-C-I] schützt EDF die Komponenten der „Breitbereichs"-Messkette für den Druck im Sicherheitsbehälter, die sich in den wichtigsten elektrischen Räumen des Sicherheitspfads B befinden, vor internen Einflüssen (TCDI0083) befindlichen Komponenten der Messkette „breiter Messbereich" für den Druck im Sicherheitsbehälter vor internen Störquellen schützen.
- Um die Verfügbarkeit des EAS-ND zu erhöhen, ist eine APE-Betriebsanweisung vorgesehen, die das Öffnen der Ventile vor Ort vorschreibt, um die Inbetriebnahme des EAS-ND-Systems im Falle eines Ausfalls ihrer Stromversorgung zu ermöglichen. Für den Fall, dass der Ventilraum nicht zugänglich ist, und um bei einem Ausfall der Stromversorgung eine Betätigung vom Elektroraum (BL) aus zu ermöglichen, ist im BL ein Anschlusskasten installiert, der direkt von einer Schalttafel des DUS gespeist wird. Dieser Anschlusskasten ermöglicht dank einer Selbstüberwachungszelle (TCDI19070) die Stromversorgung und Steuerung der für die „Noyau Dur"-Einspeisungsfunktion erforderlichen Ventile.

Frühe Freisetzungen (R1)

Die Hauptrisikofaktoren für R1-Freisetzungen ergeben sich aus Brandszenarien im Elektrikgebäude, während der Reaktor unter Last läuft. Tatsächlich könnte ein Brand im Elektrikgebäude in bestimmten Situationen zum Ausfall des Stromkreises A und der externen Stromversorgungen führen. Dennoch ermöglichen in dieser Situation die Redundanz der Absperrvorrichtungen für die Behälterdurchführungen und die lokale Schließung der Behälterabsperrventile – sofern diese nicht vom Brand betroffen sind – ein Restrisiko für R1-Freisetzungen in der Größenordnung von einigen 10^{-7} pro Jahr und Reaktor.

Durchbohrte Fundamentplatte (RP)

Die Hauptursachen für das RP-Freisetzungsrisiko ergeben sich aus Brandszenarien im Elektroraum, während der Reaktor in Betrieb ist.

Die RP-Freisetzungen stehen hauptsächlich im Zusammenhang mit einer Nichtverfügbarkeit des EAS infolge des durch den Brand verursachten Ausfalls eines EAS-Kanals und des intrinsischen Ausfalls des anderen Kanals. Die Unfallminderungslinie bei Kernschmelze im Falle einer internen Störung in den elektrischen Räumen des Kanals A führt zu einem Risiko von RP-Freisetzungen in der Größenordnung von einigen 10^{-6} pro Jahr und Reaktor.

❖ **EPS interne Überflutung N2**

Die Ergebnisse der EPS zur internen Überflutung von N2 zeigen, dass der Containment kurzfristig durch die Integrität der dritten Barriere gewährleistet ist und R1-Freisetzungen in den allermeisten Fällen verhindert werden können. Die Druckentlastung des Containments durch die Containment-Druckentlastungs- und Filteranlage ermöglicht es, dessen Integrität langfristig aufrechtzuerhalten und ein gutes Maß an Einschluss der Spaltprodukte zu gewährleisten.

Die Möglichkeit, das Corium durch die Umsetzung der Maßnahmen zur Coriumstabilisierung und des EAS-ND zusätzlich zur Kühlung durch das EAS wieder einzuschließen, ermöglicht es, das Risiko eines Durchbruchs der Fundamentplatte durch das Corium zu verringern.

Im Anschluss an die im Rahmen der Arbeitsgruppe EPS durchgeführte Untersuchung in Anwendung der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [AG-C-I] schützt EDF die Komponenten der „Breitband"-Messkette für den Druck im Sicherheitsbehälter, die sich in den wichtigsten elektrischen Räumen des Sicherheitspfads B befinden (TCDI0083), vor internen Beeinträchtigungen.

Frühe Freisetzungen (R1)

Bei Reaktorbetriebszuständen mit Leistung sind die Hauptursachen für das Risiko von R1-Freisetzungen auf Szenarien einer internen Überflutung im Elektroraum zurückzuführen. Tatsächlich kann eine Überflutung im Elektroraum in bestimmten Situationen zu einem vollständigen Ausfall der Stromversorgung (H3) des Blocks führen. In dieser Situation wird die Aufgabe, die Absperrventile des Reaktorbehälters vor Ort zu schließen, jedoch nicht durch die Überflutung beeinträchtigt, wodurch das Risiko von Freisetzungen R1 deutlich verringert werden kann.

Im Stillstandszustand ist der Hauptbeitrag zum Risiko von R1-Freisetzungen auf das Versagen des erneuten Schließens der physischen Zugangssperre zurückzuführen, das unabhängig von der Beeinträchtigung des Reaktorblocks durch die Überflutung ist.

Das Risiko von R1-Freisetzungen wird auf etwa 10^{-7} pro Jahr und Reaktor geschätzt.

Durchbrochene Fundamentplatte (RP)

Die Hauptursachen für das RP-Freisetzungsrisiko ergeben sich aus Szenarien einer internen Überflutung im Elektroraum, während der Reaktor in Betrieb ist.

Die RP-Freisetzungen stehen hauptsächlich im Zusammenhang mit einer durch die Überflutung verursachten Ausfallzeit des EAS. Die Umsetzung der Maßnahmen zur Coriumstabilisierung und des EAS-ND sowie die Installation von Bodensiphons in sensiblen elektrischen Räumen (PNPE1279) ermöglichen jedoch eine Verringerung des Risikos von RP-Freisetzungen.

Das Risiko eines Durchbruchs der RP-Fundamentplatte liegt in der Größenordnung von einigen 10^{-7} pro Jahr und Reaktor.

❖ **EPS Erdbeben N2**

Die Ergebnisse der Erdbeben-EPS und die sich daraus möglicherweise ergebenden Änderungen werden im Abschnitt über die blockbezogenen Studien dargestellt, da sie standortabhängig sind.

Block-spezifischer Teil 2 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

❖ **Erkenntnisse aus der Erdbeben-EPS der Stufe 2:**

Da das Risiko einer Kernschmelze infolge eines Erdbebens am Standort Blayais als gering eingeschätzt wird, wurde es nicht für notwendig erachtet, das Risiko von Freisetzungen für diesen Einfall zu quantifizieren, das am Standort Blayais als sehr gering eingeschätzt wird.

Zusammenfassung des Zustands

des Blocks Änderungen:

- PNPE1068 Band A „Stromverteilung im Kernbereich“,
- PNPE1073 „Steuerung und Regelung des bestehenden Kerns“,
- PNPE1279 „Schutz vor internen Überschwemmungen der Räume der Trasse B im 4. Stock des Elektrikgebäudes – Bodenablauf“,
- PNPP1811 „Einrichtung eines EAS-ND-Systems zur Wassereinspeisung in den Primärkreislauf und zur Ableitung der Restleistung“,
- PNPP1976 „Einrichtung einer Vorrichtung zur Trockenausbreitung und Stabilisierung des Coriums unter Wasser“,
- PNXX1746 „Erkennung von Corium und des Betriebs des H²-Rekombinators bei hohen Temperaturen“,

wurden im Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderungen:

- PNPE1068 Band C „Austausch des Schaltschranks LLJ001CR“,
- TCDI0083 „Schutz der Komponenten der ‚Breitbereichs‘-Messkette für den Druck im Sicherheitsbehälter, die sich in den Hauptschalträumen des Sicherheitspfads B befinden“,
- TCDI19070 „Einrichtung einer Ausweichlösung für den Ausfall der Schalttafel LUU zur Betätigung der EAS-ND-Ventile (Anschlusskasten)“,

werden im Rahmen der Phase „Ergänzungen“ der Änderungen am 4· RP 900 im Reaktorblock Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais eingesetzt.

4.3 FAZIT

Im Bereich der Unfallszenarien mit Kernschmelze verfolgt EDF einen Ansatz, der sowohl deterministische Untersuchungen (bis hin zur Berechnung der radiologischen Folgen) als auch probabilistische Untersuchungen (Bewertung der Freisetzungsrisiken) umfasst, um die erforderlichen Sicherheitsverbesserungen zu ermitteln, mit denen die Ziele der Überprüfung erfüllt werden können.

So ergänzen im Rahmen des 4· RP 900 die folgenden Bestimmungen die bestehenden Bestimmungen:

- die EAS-ND-Maßnahme, die es ermöglicht, die Kühlung des Coriums im Reaktorbehälter oder außerhalb des Reaktorbehälters sicherzustellen und die Restleistung aus dem BR abzuleiten, ohne auf die Öffnung der Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Sicherheitsbehälters zurückgreifen zu müssen,
- die Maßnahme zur Stabilisierung des Coriums, die auf einer Trockenausbreitung des Coriums auf der Bodenplatte des BR und dessen anschließender Wiederüberflutung basiert und es ermöglicht, das Risiko eines Eindämmungsverlusts durch Durchbruch der Bodenplatte zu verringern,
- das Auffangen von Leckagen aus den empfindlichsten Komponenten des EAS-ND-Kreislaufs, wodurch der Sicherheitsbehälter im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze besser geschützt wird,
- die Verstärkung der Sichtfenster der Schleusen des BR, wodurch die Sicherheitshülle im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze verbessert wird.

Deterministisch betrachtet ermöglichen diese Änderungen somit eine erhebliche Reduzierung der Strahlenbelastung der Bevölkerung.

Ergänzend dazu setzt EDF in Anwendung der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4· RP 900 erlassenen Vorschrift [AG-D] folgende Maßnahmen um:

- die Rückführung der in den Auffangbecken des BK vorhandenen Abwässer in den BR, wodurch die Ausbreitung möglicher Flüssigkeitslecks verringert wird,
- die Maßnahme zur Dekontamination des Wassers aus dem BR, wodurch die Auswirkungen möglicher Flüssigkeitsaustritte verringert werden können.

Aus probabilistischer Sicht machen die im Rahmen des 4· RP 900 getroffenen Maßnahmen frühe und umfangreiche Freisetzungen infolge einer Kernschmelze für die EPS „Interne Ereignisse“ äußerst unwahrscheinlich.

Schließlich hat EDF im Rahmen des 4· RP 900 eine Reihe von sogenannten EPS-Studien der Stufe 2 für Einwirkungen durchgeführt, was dem höchsten Niveau der internationalen Standards in diesem Bereich entspricht.

ABSCHNITT 5: KONVENTIONELLE RISIKEN

5 BEWÄLTIGUNG KONVENTIONELLER RISIKEN 201
5.1 ZIEL 201
5.2 ERFÜLLUNG DES ZIELS 201
5.3 FAZIT 204

5 BEWÄLTIGUNG KONVENTIONELLER RISIKEN

5.1 ZIEL

Ziel: Beherrschung der Risiken konventioneller Unfälle

Der geänderte Erlass vom 7. Februar 2012, *der* sogenannte „*INB-Erlass*“, hat den Geltungsbereich des Nachweises der nuklearen Sicherheit auf konventionelle Unfallrisiken für die zu schützenden Interessen ausgeweitet. Der Begriff „*konventioneller* Unfall“ bezeichnet einen Unfall, der nicht-radiologische und/oder geringfügig radiologische Folgen haben kann[4]. Ihre Beherrschung muss durch die Beherrschung der folgenden Sicherheitsfunktionen erreicht werden:

- die Eindämmung gefährlicher und radioaktiver Stoffe,
- den Schutz von Personen und der Umwelt vor toxischen Wirkungen, Überdruckeffekten, thermischen Auswirkungen und den Folgen von Projektileinschlägen.

5.2 ERFÜLLUNG DES ZIELS

Allgemeiner Teil Stufe

Im Rahmen eines den Herausforderungen angemessenen Ansatzes wird die Risikoanalyse an die in der Anlage vorhandenen Gefahrenpotenziale angepasst. Sie stützt sich im Wesentlichen auf Methoden und Praktiken aus ICPE-Anlagen und gliedert sich in die folgenden Hauptschritte:

- eine Beschreibung und Charakterisierung des Standorts und seiner Umgebung,
- eine Identifizierung und Charakterisierung der Gefahrenpotenziale,
- eine Analyse der bisherigen Erfahrungen,
- eine Risikobewertung.

  Diese Risikobewertung erfolgt in drei Schritten:

❖ **Schritt 1: Vorläufige Risikoanalyse**

Zuvor wurden die Gefahrenpotenziale anhand der Auswirkungen, die sie auf die zu schützenden Interessen haben können, identifiziert und charakterisiert: thermische Auswirkungen, toxische Auswirkungen über Luft/Wasser, Überdruckeffekte, geringfügige radiologische Auswirkungen, Auswirkungen durch Projektilaufprall sowie anhand der Dominoeffekte, die sie auslösen können.

Auf der Grundlage dieser Bestandsaufnahme der Gefahrenpotenziale ermöglicht die vorläufige Risikoanalyse die Identifizierung von Unfall-Szenarien, die Auswirkungen auf die zu schützenden Interessen haben könnten.

Neben der Identifizierung potenzieller Unfallszenarien ermöglicht die vorläufige Risikoanalyse die Ermittlung verschiedener Maßnahmen zur Beherrschung konventioneller Risiken.

❖ **Schritt 2: Charakterisierung der Auswirkungsintensität**

Schritt 2 wird anhand der Unfallszenarien durchgeführt, die im Anschluss an die vorläufige Risikoanalyse ausgewählt wurden.

Für Auswirkungen aus der Luft im Zusammenhang mit konventionellen Risiken gilt:

Die Auswirkungen der Gefahrenereignisse werden deterministisch und realistisch untersucht. Die Charakterisierung der Intensität dieser Auswirkungen ermöglicht es, zu entscheiden, ob eine eingehende Analyse der

[4] Unfälle, die geringfügige radiologische Folgen haben können, betreffen bestimmte konventionelle Anlagen.

Risiken, wie in Schritt 3 näher beschrieben.

Bei nicht-radiologischen Auswirkungen über die Luft wird die Intensität der Auswirkungen anhand der Referenzwerte in Anhang II des Erlasses vom 29. September 2005 gemäß den Bestimmungen von Artikel 3.7 Absatz II des geänderten Erlasses vom 7. Februar 2012 bewertet.

Was die Auswirkungen im Zusammenhang mit dem Aufprall eines Projektils betrifft, so werden diese gemäß Anhang II des Erlasses vom 29. September 2005 und dem Rundschreiben vom 10. Mai 2010 nur im Hinblick auf mögliche Dominoeffekte auf die in unmittelbarer Nachbarschaft gelegenen Anlagen des Standorts berücksichtigt.

Was die geringen radiologischen Auswirkungen über die Luft betrifft, so wird deren Akzeptanz im Hinblick auf die zu schützenden Interessen durch die Analyse der radiologischen Folgen der Auslegungsstörfälle und -unfälle nachgewiesen.

Sofern die Referenzwerte für nicht-radiologische Auswirkungen auf die zu schützenden Interessen nicht überschritten werden, gilt das untersuchte Unfallszenario über die Luft als unter Kontrolle. Andernfalls wird eine eingehende Risikoanalyse durchgeführt.

<u>Für Auswirkungen über den Flüssigkeitsweg im Zusammenhang mit konventionellen Risiken gilt</u>:

Bei toxischen oder geringfügig radiologischen Auswirkungen auf die Umwelt über den Wasserweg wird – sofern kein quantitativer Referenzschwellenwert vorliegt – die potenzielle Schwere der Folgen für die Umwelt über den Wasserweg qualitativ bewertet. Die Risikokontrolle wird in diesem Fall durch die Einrichtung geeigneter passiver Rückhaltevorrichtungen nachgewiesen. Diese Einrichtungen bilden die letzte Barriere zum Schutz der Umwelt und werden daher als „wichtige Elemente zum Schutz von Interessen“ (EIP) definiert. Ein den Risiken angemessenes Vorgehen, das auf der Gefährlichkeit der flüssigen Stoffe und den gelagerten Mengen basiert, ermöglicht es, Stoffe zu identifizieren, *die „aus ökologischer Sicht besondere Beachtung verdienen*“. Für diese Stoffe werden die EIP auf aktive Anlagen ausgeweitet, die zur Rückhaltung von Flüssigkeiten beitragen. Darüber hinaus stellen die letzten Rückhalteanlagen im SEO-Regenwassernetz sowie die damit verbundenen aktiven Vorrichtungen als letzte Rückhalteanlagen vor der Einleitung in die Umwelt ebenfalls EIP dar.

❖ **Schritt 3: Eingehende Risikoanalyse**

Für jedes konventionelle Unfallszenario, das potenziell nicht-radiologische Auswirkungen über die Luft auf die zu schützenden Interessen haben könnte, wird eine eingehende Risikoanalyse durchgeführt. Diese zielt darauf ab, die Eintrittswahrscheinlichkeit des Unfalls und die Schwere der Folgen zu bestimmen. Die Schwere der Folgen ergibt sich aus der Kombination der Intensität der Auswirkungen und der Anfälligkeit der Ziele in dem diesen Auswirkungen ausgesetzten Bereich unter Berücksichtigung der Kinetik des Phänomens.

Je nach Wahrscheinlichkeit und Schweregrad werden die Unfallszenarien anschließend in das für ICPE verwendete Risikohierarchieraster eingeordnet. Dieses Raster umfasst drei Zonen:

- eine Zone mit hohem Risiko (rote Zone), in der das Risiko als inakzeptabel gilt. Hier müssen Maßnahmen zur Verringerung des Risikoniveaus ergriffen werden,
- eine Zone mit mittlerem Risiko (orangefarbene Zone), in der das Risiko zwar tolerierbar ist, jedoch Verbesserungsmaßnahmen in Betracht gezogen werden sollten, um unter wirtschaftlich vertretbaren Bedingungen ein so niedriges Risikoniveau wie vernünftigerweise möglich zu erreichen, unter Berücksichtigung des aktuellen Wissensstands, der gängigen Praktiken und der Anfälligkeit der Umgebung der Anlage,
- eine Zone mit geringerem Risiko, die grüne Zone, in der das Risiko in der vorliegenden Situation akzeptabel ist.

  Die Analyse wird iterativ mit Schritt 2 unter Anwendung eines oder mehrerer der folgenden drei Ansatzpunkte durchgeführt, bis die Akzeptanz des Risikos nachgewiesen ist:

- Risikominderung an der Quelle,

- Verfeinerung des Szenarios,
- Identifizierung und Bewertung von Risikokontrollmaßnahmen (Prävention, Überwachung, Schadensminderung) zur Verringerung des Eintritts und/oder der Folgen des Unfallszenarios. Diese Risikokontrollmaßnahmen bilden die Risikokontrollmaßnahmen.

Die beiden letztgenannten Ansatzpunkte beziehen alle plausiblen Auslöser mit ein. Dazu zählen insbesondere interne Einwirkungen, externe Einwirkungen und plausible Kumulierungen.

Unter den potenziell identifizierten Risikokontrollmaßnahmen stellen diejenigen, die für den Sicherheitsnachweis unbedingt erforderlich sind, wichtige Elemente und Aktivitäten zum Schutz der Interessen (EIP und AIP) dar. Die von diesen Maßnahmen erfüllten Funktionen dürfen durch die Auslöser und die mit den ausgewählten Szenarien verbundenen Auswirkungen nicht in Frage gestellt werden. Die Anforderungen, die die EIP und AIP erfüllen müssen, sind somit definiert.

Die Ergebnisse der Studien und die sich daraus ergebenden eventuellen Änderungen werden im Abschnitt über die blockbezogenen Studien dargestellt, da sie standortabhängig sind.

Block-spezifischer Teil 2 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

In Anwendung des oben beschriebenen Vorgehens hat die bisher für das Kernkraftwerk Blayais durchgeführte Studie zu folgenden Schlussfolgerungen geführt:

In Bezug auf Risiken durch Luftübertragung:

- Ein Szenario eines Flächenbrandes von GNR infolge eines LKW-Brandes im Bereich der Entladezone des Sicherheitsgebäudes (BDS) weist unter Berücksichtigung eines Risikominderungsansatzes ein gemäß der Risikohierarchietabelle tolerierbares Risikoniveau auf. Die festgelegte Risikokontrollmaßnahme (MMR) besteht darin, das Entladen erst zu genehmigen, nachdem sichergestellt wurde, dass der Schlauch angeschlossen ist und keine Leckage vorliegt, um die Bildung einer GNR-Flüssigkeitsausbreitung auf dem Entladeplatz des Sicherheitsgebäudes (BDS) zu vermeiden. Diese MMR ermöglicht es, die Eintrittswahrscheinlichkeit des Szenarios zu verringern. Diese Maßnahme kommt als AIP in Frage. Die AIP1 „Entleerung genehmigen“ ist somit identifiziert. Die festgelegten Anforderungen lauten wie folgt:
  - Sicherstellen, dass der Schlauch bzw. der Ladearm ordnungsgemäß an die Anschlussstutzen angeschlossen ist und die zu entladende Ladung gesichert ist,
  - die Freigabe des Entladens durch eine physische Handlung sicherstellen.
- Ein VCE-Szenario (Vapor Cloud Explosion) infolge eines Dichtheitsverlusts einer Acetylenleitung in der MEDOC-Werkstatt (Szenario A2) weist gemäß dem Risikohierarchieraster ein akzeptables Risikoniveau auf.

Unfallsituationen, mit Ausnahme der oben genannten Fälle, haben keine nicht-radiologischen Auswirkungen über die Standortgrenzen hinaus, und die möglichen geringfügigen radiologischen Folgen über die Luft sind im Hinblick auf die zu schützenden Interessen akzeptabel.

Was die für den Kernkraftwerksblock und die Pumpstation in Betracht gezogenen Unfallszenarien betrifft, lassen die getroffenen Maßnahmen zur Eindämmung des Strahlenrisikos den Schluss zu, dass außerhalb des Standorts keine Auswirkungen auftreten.

Was die Risiken durch Flüssigkeiten betrifft, so wird zum Schutz vor unbeabsichtigten Freisetzungen gefährlicher oder schwach radioaktiver Stoffe in die Umwelt die Eindämmung der freigesetzten Flüssigkeiten durch die Einrichtung geeigneter Vorrichtungen gewährleistet, wodurch die Risikokontrolle sichergestellt wird. Die Vorrichtungen, die diese Eindämmung gewährleisten, stellen EIPR für den „Wasserweg“ dar.

Die konventionellen Risiken, die das Kernkraftwerk Blayais für die zu schützenden Interessen darstellt, sind unter Kontrolle. Das Kernkraftwerk Blayais erfüllt die Sicherheitsziele hinsichtlich der Beherrschung konventioneller Risiken.

Bilanz zum Zustand des Blocks

Es gibt keine Änderungen zu diesem Thema beim Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais.

5.3 FAZIT

Die Reaktoren der Baureihe CPY werden im Zuge der VD4-900-Abschaltungen nach und nach nachgewiesen. Die Elemente, die zum Nachweis des Schutzes der zu schützenden Interessen gegenüber konventionellen Risiken beitragen, unterliegen ab dem 4. RP 900 dem EIP-Status.

ABSCHNITT 6: ÜBERGREIFENDE UNTERSUCHUNGEN

6.1 SOZIO-ORGANISATORISCHE UND MENSCHLICHE ASPEKTE (SOH) 207
6.1.1 VORSTELLUNG DES ANSATZES 207
6.1.2 UMSETZUNG IM RAHMEN DER VIERTEN REGELMÄSSIGEN ÜBERPRÜFUNG 207
6.1.3 SCHLUSSFOLGERUNG 208
6.2 TESTS DER ANLAGE 209
6.2.1 ALLGEMEINES 209
6.2.2 VORGEHENSWEISE BEI DEN PRÜFUNGEN 209
6.2.2.1 Prüfungen zur erneuten Zulassung 209
6.2.2.2 Spezifische Prüfungen nach zehn Jahren 210
6.2.2.3 Zehnjahres-Wiederholungsprüfungen 212
6.2.2.4 Vorgeschriebene Prüfungen 214
6.2.2.5 Sonderprüfungen 214
6.2.3 FAZIT 215
6.3 RECHTLICHE REFERENZUNTERLAGEN 216

6.1 SOZIO-ORGANISATORISCHE UND MENSCHLICHE ASPEKTE (SOH)

6.1.1 VORSTELLUNG DES ANSATZES

Der SOH-Ansatz zielt darauf ab, das Wissen über bestehende Arbeitspraktiken in die Planungsentscheidungen einzubeziehen, um sicherzustellen, dass die Organisation und die Mitarbeiter in der Lage sind, die Entwicklungen der Anlage und des Betriebs zu bewältigen.

Daher wird jedes Entwicklungsprojekt einer Risikoanalyse unterzogen und es werden die damit verbundenen Veränderungen identifiziert. Diese umfasst eine Analyse der SOH-Auswirkungen sowie der Auswirkungen auf die Sicherheit (gemäß den Grundsätzen der INSAG 18). Die Kartierung der Risiken und der zugehörigen Gegenmaßnahmen wird regelmäßig aktualisiert und überprüft.

Das Ziel des SOH-Ansatzes besteht darin, die Leistung – insbesondere im Bereich der Sicherheit – der im Kernkraftwerkpark umgesetzten Weiterentwicklungen (technischer, dokumentarischer, regulatorischer, organisatorischer Art usw.) zu stärken, indem für die Kernkraftwerke Lösungen entwickelt werden, die:

- praktikabel (leicht umsetzbar und an die bestehenden Aktivitäten angepasst),
- zuverlässig (Risiken reduzierend),
- wirksame (die das Erreichen der erwarteten Ergebnisse in der Praxis gewährleisten).

Das Prinzip des SOH-Ansatzes besteht darin, bereits bei der Konzeption und durch die Konstrukteure selbst die Auswirkungen zu berücksichtigen, die sich aus regulatorischen, technischen, dokumentarischen (Referenzrahmen) oder organisatorischen Veränderungen auf individuelle und kollektive Arbeitssituationen ergeben. Dies ermöglicht es, auf alle Faktoren einzuwirken, die die Qualität der erwarteten Ergebnisse und Leistungen beeinflussen können.

6.1.2 UMSETZUNG IM RAHMEN DER VIERTEN REGELMÄSSIGEN ÜBERPRÜFUNG

Allgemeiner Teil – Stufe

Der Umfang und die Anzahl der geplanten Änderungen sowie die damit verbundenen Auswirkungen für die vierte periodische Überprüfung führen zu erheblichen Veränderungen der Arbeitsabläufe und ganz allgemein der Tätigkeiten vor Ort, die im Voraus antizipiert und unter Berücksichtigung einer Gesamtperspektive auf alle Änderungspakete und Entwicklungen im Betriebsablauf organisiert werden müssen.

Der für die vierte periodische Überprüfung 900 umgesetzte SOH-Ansatz berücksichtigt die kumulierten Problemstellungen der im Rahmen der TTS der vierten periodischen Überprüfung 900 durchgeführten Maßnahmen.

So beziehen sich die durchgeführten Maßnahmen auf die Projektorganisation, die Kompetenz der beteiligten Akteure und die Modalitäten zur Analyse der SOH-Auswirkungen – sowohl auf Einzel- als auch auf Gesamtebene – der Änderungen, die durch die im Rahmen der vierten Überprüfung eingeführten Weiterentwicklungen hervorgerufen werden.

Alle Planer werden für die Herausforderungen der organisatorischen und menschlichen Faktoren in komplexen Risikosystemen sensibilisiert und in der praktischen Umsetzung des SOH-Ansatzes geschult. Die Planer werden zudem von internen Spezialisten (SOH-Ansprechpartner der Abteilungen, zentrales SOH-Team mit einem Referenten des Kraftwerksblocks) und externen Fachleuten (Beratungs- und Gutachterunternehmen für organisatorische und menschliche Faktoren) unterstützt.

Über den in jeder Einheit umgesetzten SOH-Prozess hinaus ist das für die vierte periodische Überprüfung zuständige EDF-Projekt so organisiert, dass eine verstärkte Steuerung und Überwachung der Berücksichtigung der SOH-Dimension der Projekte im Rahmen monatlicher SOH-Koordinierungssitzungen gewährleistet ist.

Die identifizierten Auswirkungen ermöglichten es, den Austausch mit dem Betreiber im Rahmen der 20 vor Ort organisierten SOH-Treffen zu fokussieren, deren Ziel es war:

- sicherzustellen, dass die identifizierten SOH-Auswirkungen in den betroffenen Geschäftsbereichen unter Kontrolle sind,
- die Planung zu lenken,

- die zu planenden Begleitmaßnahmen zu definieren (Festlegung des Schulungsbedarfs).

Auf der Grundlage der einzelnen SOH-Analysen wurde anschließend eine Gesamtanalyse durchgeführt, um sicherzustellen, dass die Gesamtauswirkungen aller Änderungen auf die verschiedenen Berufsgruppen des Kernkraftwerks unter Kontrolle sind. Dabei zeigte sich, dass die Berufsgruppen im Bereich Betrieb und Instandhaltung (hauptsächlich Elektrotechnik und Automatisierungstechnik) angesichts des technischen Umfangs der geplanten Änderungen besonders betroffen sind. Die Schnittstellen zwischen den verschiedenen Projekten wurden identifiziert und die einzelnen Entwürfe entsprechend aufeinander abgestimmt. So wurden ergänzend zum allgemeinen Ansatz drei Bereiche einer bereichsübergreifenden Untersuchung unterzogen:

- Betrieb im „Noyau Dur“-Zustand: Der Ansatz zur Betriebsfähigkeit im „Noyau Dur“-Zustand zielt darauf ab, vor Ort die einheitliche und Gesamtdurchführbarkeit der lokalen Maßnahmen zu überprüfen, die in einer „Noyau Dur“-Situation (im Sinne der PT-ASN) in den ersten 24 Stunden bei einem isolierten Standort (d. h. ausschließlich mit lokalen Ressourcen) erforderlich sind.
- Die Leitwarte: Alle Änderungen mit Auswirkungen sind Gegenstand eines umfassenden Integrationsplans, der es ermöglicht, die Entwurfsentscheidungen im Hinblick auf die Entwicklung der Aktivitäten in der Leitwarte zu definieren und zu validieren.
- Erstellung des übergreifenden Schulungsprogramms: Regelmäßige Besprechungen ermöglichen die Abstimmung zwischen dem Ingenieurwesen, der Schulungseinrichtung und den Fachbereichsverantwortlichen, um die Art der vorzusehenden Schulungsmaßnahmen und deren Gesamtstruktur im Verhältnis zu den bestehenden Schulungsprogrammen festzulegen.

Nach Abschluss der ersten Inbetriebnahme am ersten Block der Serie (Tricastin 1) wurde eine Erfahrungsauswertung (REX) durchgeführt, um die Wirksamkeit der getroffenen Konstruktionsmaßnahmen und der umgesetzten Begleitmaßnahmen sicherzustellen. Diese Erfahrungsauswertung (REX) befasst sich mit der Durchführung der Arbeiten sowie mit den Betriebsaktivitäten, insbesondere anhand von Beobachtungen vor Ort nach der Wiederinbetriebnahme, um sicherzustellen, dass die Teams die geänderten Anlagen beherrschen.

In Anwendung der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [FOH-A] wird EDF spätestens am 31. Dezember 2024 die Fähigkeit der komplexen soziotechnischen Systeme, die seine Kernkraftwerke darstellen, bewerten, mit der Vielfalt realer Betriebssituationen fertig zu werden. Zu diesem Zweck hat EDF der französischen Atomaufsichtsbehörde (ASN) Ende 2021 ein entsprechendes Untersuchungsprogramm vorgelegt.

Spezifischer Teil zu Block 2 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block 2 des Kernkraftwerks Blayais weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Es gibt keine Änderungen zu diesem Thema beim Block 2 des Kernkraftwerks Blayais.

6.1.3 FAZIT

Die Gesamtheit der Maßnahmen, die in der Planungsphase in Absprache mit dem Betreiber eingeleitet und während des gesamten Prozesses umgesetzt wurden, ermöglichte es den Organisationen und Personen, sich auf die Durchführung der Zehnjahresinspektion vorzubereiten und die Änderungen an der Anlage in die Weiterentwicklung der Betriebs- und Wartungsaktivitäten zu integrieren.

6.2 ANLAGENPRÜFUNGEN

6.2.1 ALLGEMEINES

Im Rahmen des 4. RP 900 und nach der Integration der Änderungen sowie der Weiterentwicklungen des Regelwerks ist es erforderlich, die Sicherheit und Verfügbarkeit der Anlage sicherzustellen. Diese im Rahmen der Prüfungen durchgeführten Überprüfungen tragen dazu bei, die Konformität mit dem neuen, geltenden Regelwerk zu gewährleisten.

Das Vorgehen gliedert sich in zwei Teile:

- Es werden **Tests zur Requalifizierung** der Änderungen definiert, um die Auslegung und die Umsetzung der Änderung vor Ort zu validieren und nachzuweisen, dass keine Beeinträchtigung der Funktionsfähigkeit der angeschlossenen Systeme vorliegt.
- Über das grundlegende Vorgehen hinaus wird eine Analyse durchgeführt, um angesichts einer großen Anzahl von Änderungen die Angemessenheit der durchgeführten Prüfungen (Requalifizierung, EP, sonstige) sicherzustellen und gegebenenfalls **zehnjährige Prüfungen** festzulegen, um das Gesamtverhalten der Anlage unter Berücksichtigung der Anforderungen und der erwarteten Leistungen zu gewährleisten.

Darüber hinaus werden die Reihe **der periodischen zehnjährigen Prüfungen** (Periodizität 10 Jahre – Kapitel IX der RGE) sowie die **vorgeschriebenen Prüfungen** im Zusammenhang mit einer zehnjährigen Inspektion für alle Blöcke geplant und durchgeführt.

Im Rahmen der Anweisung zu den Sonderprüfungen hat sich EDF verpflichtet, eine bestimmte Anzahl von Prüfungen an den Blöcken der Baureihe CPY durchzuführen:

- Einzelprüfungen zur Bestätigung der Vollständigkeitsanalyse der regelmäßigen Prüfungen;
- Einzelprüfungen zur Überprüfung bestimmter Maßnahmen, die im Falle eines Unfalls umgesetzt werden;
- Einzelprüfungen zur Untermauerung der Modellannahmen und zur Qualifizierung der wissenschaftlichen Berechnungswerkzeuge.

Einige dieser Prüfungen entsprechen der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [CONF-B].

6.2.2 VORGEHENSWEISE BEI DEN VERSUCHEN

6.2.2.1 Requalifizierungsversuche

❖ **Definition und Ziele der Requalifizierungsversuche**

Die Requalifizierungsversuche für Änderungen ermöglichen es:

- die ordnungsgemäße Umsetzung einer materiellen Änderung an allen Blöcken gemäß den Spezifikationen zu überprüfen,
- die Validierung des Entwurfs einer materiellen Änderung durch eine Umsetzung an einem Prototypblock abzuschließen,
- die Funktionsfähigkeit der Anlage nach der Integration der materiellen Änderung zu überprüfen, insbesondere im Hinblick auf die nicht geänderten Schnittstellenkomponenten.

Die Requalifizierungsprüfungen werden auf der Grundlage einer Vollständigkeitsanalyse der Prüfungen festgelegt, deren Leitprinzipien in einem speziellen methodischen Prüfleitfaden definiert sind.

Das Verfahren, das bei allen Anträgen angewendet wird, besteht aus einer Prüfung des Umfangs der Änderung, einschließlich:

- eine Hardware-Analyse zur Ermittlung der grundlegenden Prüfungen für die geänderten oder hinzugefügten Geräte,
- eine Funktionsanalyse zur Festlegung der Funktionstests, bei denen die Geräte unter allen

erforderlichen Konfigurationen,

- eine Analyse der Auswirkungen der Änderung auf die Anlage, insbesondere auf die Schnittstellengeräte, zur Festlegung der Regressionsprüfungen,
- eine Analyse des Umfangs der Arbeiten zur Ermittlung des Bedarfs an zusätzlichen Prüfungen im Falle der Demontage oder Abschaltung von Anlagen zur Durchführung des Eingriffs.

Der Erfolg jedes so definierten Tests hängt von der Einhaltung von Kriterien ab, die je nach ihrer Bedeutung für den Nachweis der Verfügbarkeit einer sicherheitsrelevanten oder sicherheitswichtigen Funktion einer bestimmten Kategorie zugeordnet sind.

Jede Änderung ist Gegenstand eines Grundsatzprogramms zur Requalifizierung (PPR) und von Testdurchführungsverfahren (PEE).

Die Ziele des Grundsatzprogramms zur Neuzertifizierung bestehen darin,

- den Nachweis durch eine Vollständigkeitsanalyse, dass das Requalifizierungsprogramm alle Funktionen abdeckt, die zum Schutz der von der Änderung betroffenen Interessen beitragen,
- die Begründung der Prüfungen und die Einstufung der zugehörigen Kriterien,
- eine zusammenfassende Beschreibung aller vorgesehenen Verfahren mit ihrer Abfolge,
- die Rückverfolgbarkeit der Entwicklungen der Prüfverfahren und ihrer Anwendbarkeit vor Ort.

Die Prüfverfahren sind Arbeitsanweisungen, die jede im PPR vorgesehene Prüfung im Detail definieren und insbesondere die Kriterien für die Abnahme der Prüfungen enthalten.

Die Prüfungen werden nach Abschluss der Arbeiten durchgeführt, nachdem sichergestellt wurde, dass die geänderte Anlage den Anforderungen entspricht und für die Durchführung dieser Prüfungen bereit ist (Funktionsabnahme).

❖ **Durchführung der Requalifizierungsprüfungen**

Die Requalifizierungsprüfungen werden bei der Integration jeder Änderung definiert und durchgeführt. Die Prüfergebnisse werden nach Abschluss der Prüfungen analysiert. Die Prüfung gilt als zufriedenstellend, wenn sie vollständig durchgeführt wurde und alle Kriterien, die zum Nachweis der Verfügbarkeit einer sicherheitsrelevanten oder sicherheitswichtigen Funktion beitragen, erfüllt sind. Die Einhaltung der Kriterien in Bezug auf die von den Änderungen betroffenen sicherheitsrelevanten oder sicherheitswichtigen Funktionen gewährleistet die Verfügbarkeit der Anlage für den Betrieb.

6.2.2.2 Spezifische Zehnjahresprüfungen

❖ **Definition und Ziele der spezifischen Zehnjahresprüfungen**

Der Ansatz zur Festlegung der zehnjährigen Prüfungen basiert auf einem übergreifenden Ansatz für Änderungsanträge, der es ermöglicht, die Probleme im Zusammenhang mit der Integration mehrerer Änderungen an denselben Anlagen zu analysieren, auf einer Analyse der Repräsentativität der bei der ersten Inbetriebnahme der Blöcke durchgeführten Prüfungen sowie auf der Überprüfung der Vollständigkeit des Programms für regelmäßige Prüfungen.

Die Zehnjahresprüfungen werden an einem Block durchgeführt, es sei denn, die Ergebnisse sind für die anderen Blöcke nicht repräsentativ; in diesem Fall können sie an mehreren Blöcken durchgeführt werden.

Die Methodik orientiert sich an folgenden Analyseachsen:

- Schwerpunkt 1: Analyse der Vollständigkeit der Requalifizierungen, die für die im Rahmen der periodischen Überprüfung integrierten Änderungen durchgeführt wurden, unter Berücksichtigung der Fälle, in denen Anlagen im Rahmen mehrerer Anträge geändert wurden,
- Schwerpunkt 2: Überprüfung der Angemessenheit der fallweise erarbeiteten Neuqualifizierungsprüfungen hinsichtlich der Berücksichtigung übergreifender Themen (extreme Lufttemperatur, extreme Wassertemperatur,

Management elektrischer Abgänge) ,

- Schwerpunkt 3: Analyse der Repräsentativität der Erstinbetriebnahmeprüfungen nach der Integration der Änderungen seit der letzten Überprüfung,
- Schwerpunkt 4: Analyse der Vollständigkeit des Programms für regelmäßige Prüfungen,
- Schwerpunkt 5: Analyse der Erfahrungen aus bedeutenden sicherheitsrelevanten Ereignissen,
- Schwerpunkt 6: Analyse der Entwicklungen bei den Betriebsstrategien.

❖ **Durchführung der spezifischen Zehnjahresprüfungen**

Das oben erläuterte Vorgehen wurde unter Berücksichtigung der in Phase A des 4. RP 900 integrierten Änderungen angewendet. Dieses Vorgehen wird nach Ablauf der Phase B des 4. RP 900 fortgesetzt, und je nach den erzielten Ergebnissen werden möglicherweise Zehnjahresprüfungen durchgeführt.

Die Zehnjahresprüfungen für das 4. RP 900 werden gemäß der entsprechenden Methodik definiert, die auf folgenden Eingabedaten basiert: die Betriebserfahrungen (REX) der vorangegangenen Betriebsjahre für alle Leistungsstufen der Zehnjahresprüfungen, die Art der seit dem 3. RP umgesetzten und der im 4. RP 900 (Phase A) geplanten Änderungen, die Liste der Erstinbetriebnahmeprüfungen der Leistungsstufe CPY, die mit dem 4. RP 900 verbundenen konzeptionellen Weiterentwicklungen sowie der Inhalt des Programms für regelmäßige Prüfungen der Leistungsstufe CPY.

Für alle Blöcke der Baureihe gültige Prüfungen

Diese Prüfungen wurden an einem einzigen Reaktor durchgeführt und dienen der Validierung aller Reaktoren der Baureihe CPY. Diese Prüfungen wurden am Block 1 des Kernkraftwerks Tricastin durchgeführt, der den Serienstartblock (TTS) des 4. RP 900 darstellt.

Die Analysen, die gemäß den sechs oben erläuterten Schwerpunkten durchgeführt wurden, gipfelten in der Durchführung des folgenden spezifischen TTS-Tests:

<u>Prüfung der ordnungsgemäßen Funktion der neuen Stromverteilung, die vom Notstromaggregat gespeist wird</u>

Ziel dieses Tests ist es, die korrekte Auslegung der neuen Stromverteilung im Kernbereich zu validieren, indem alle Schalttafeln, die vom Notstromaggregat versorgt werden, unter Spannung gesetzt werden.

Die Testergebnisse entsprechen den Erwartungen und bestätigen somit die Funktionsfähigkeit aller Reaktoren der CPY-Generation.

Durchgeführte Tests am Block 2 des Kernkraftwerks Blayais

Die Analysen, die gemäß den sechs oben erläuterten Schwerpunkten durchgeführt wurden, gipfelten in der Durchführung folgender Versuche:

<u>Test zur Kühlung des Brennelementbeckens durch die Anlage „PTR bis“</u>

Ziel dieses Versuchs ist es, die ordnungsgemäße Kühlung des Brennelementbeckens durch das mobile Kühlsystem zu überprüfen, das an der Kaltwasserquelle über eine im Zulaufkanal eingetauchte Pumpe mit Rohwasser versorgt wird.

Die Ergebnisse des Versuchs entsprechen den Erwartungen.

<u>Test zur Umstellung der EAS-ND-Pumpe auf Umwälzbetrieb über einen Sumpf</u>

Ziel dieses Versuchs ist es, die ordnungsgemäße Funktion der EAS-ND-Anordnung in einer Konfiguration zu überprüfen, die der Umwälzung über den Sumpf nahekommt, d. h. über eine Manschette, die den Druckflansch des Sumpfes mit der EAS-Versuchsleitung B (Rücklauf vom PTR-Behälter) verbindet

Die Testergebnisse entsprechen den Erwartungen.

6.2.2.3 Zehnjahres-Wiederholungsprüfungen

❖ **Definition und Ziele der zehnjährigen wiederkehrenden Prüfungen**

Die Aufgabe der regelmäßigen Prüfungen besteht darin, die Verfügbarkeit der EIPS-Systeme mit einem den Erwartungen entsprechenden Zuverlässigkeitsgrad sicherzustellen. Sie sind gemäß den Allgemeinen Betriebsvorschriften (RGE) vorgeschrieben. Dieser Zuverlässigkeitsgrad basiert auf:

- der Vollständigkeit des Programms für die regelmäßigen Prüfungen;
- der angemessenen Repräsentativität der Prüfbedingungen;
- der Angemessenheit der Akzeptanzkriterien für die Prüfungen;
- einer an die Art, die Modalitäten der Prüfungen und die Ausfallrisiken der geprüften Systeme angepassten Häufigkeit.

Bestimmte Prüfungen werden anlässlich jeder Zehnjahresinspektion durchgeführt. Sie werden auf der Grundlage der inhärenten Zuverlässigkeit der zu prüfenden Systeme sowie der Art und der Modalitäten der Prüfungen festgelegt, ergänzt durch die gewonnenen Erfahrungen.

Vorgeschriebene Prüfungen, wie sie beispielsweise gemäß den Vorschriften für Druckbehälter erforderlich sind, fallen normalerweise nicht unter diese Kategorie. Sie werden in diesem Kapitel jedoch als gesetzliche Anforderungen aufgeführt (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 6 – § 6.2.2.4).

❖ **Durchführung der zehnjährigen wiederkehrenden Prüfungen am Block 2 des Kernkraftwerks Blayais**

Alle im Rahmen des Stillstands VD4 durchgeführten zehnjährigen wiederkehrenden Prüfungen sind folgende:

Prüfung des Sicherheitsbehälters:

Ziel der Sicherheitsbehälterprüfung ist es, die Einhaltung des Kriteriums der zulässigen Gesamtleckagerate des Sicherheitsbehälters sowie die Verformung der linearen Struktur bei verschiedenen Druckstufen zu überprüfen. Die Prüfung verlief zufriedenstellend.

Prüfung der Nachspeisung der GV durch CEX in Situation H3 mittels DCC-LH als Notversorgung für das ASG:

Ziel ist es, die Funktionsfähigkeit der CEX-Pumpen zur Versorgung der GV zu überprüfen. Der Test ist zufriedenstellend verlaufen.

Nachspeisung der ASG-Abdeckung durch SER mittels Schwerkraft:

Ziel ist es, die Aufrechterhaltung der Leistung der Schwerkraft-Nachspeisung des ASG-Behälters durch den SER-Behälter zu überprüfen. Der Test ist zufriedenstellend verlaufen.

Nachfüllung des ASG-Tanks durch das JPD-System:

Ziel ist es, die Aufrechterhaltung der Leistungsfähigkeit der Nachspeisefunktion des ASG-Tanks durch die JP*-Pumpen zu überprüfen. Der Test ist zufriedenstellend.

Manuelle Nachspeisung der Ventilatoren in den Elektroräumen (DVL):

Ziel ist es, die Stromversorgung der DVL-Ventilatoren zu überprüfen. Der Test verlief zufriedenstellend.

Öffnung der Sprühventile im Gehäuse bei vollem Druckdifferenz:

Ziel ist es, die ordnungsgemäße Funktion und die Öffnungszeit der Sprühventile im Behälter zu überprüfen. Der Test ist zufriedenstellend verlaufen.

Prüfung der EAS-ND-Pumpe bei Einspeisung in den Primärkreislauf des offenen Reaktors:

Ziel ist es, die ordnungsgemäße Funktion der EAS-ND-Pumpe bei der Einspeisung in den Primärkreislauf des offenen Reaktorkessels zu überprüfen. Der Test ist zufriedenstellend verlaufen.

Prüfung der EAS-ND-Pumpe bei der Einspeisung in die BR-Sammelbecken:

Ziel ist es, die ordnungsgemäße Funktion der EAS-ND-Pumpe bei der Einspeisung in die Sammelbecken des Reaktorgebäudes zu überprüfen. Der Test ist zufriedenstellend verlaufen.

Dichtheitsprüfung der Absperrventile der Testleitung der EAS-ND-Pumpe:

Ziel des Tests ist es, die innere Dichtheit der Absperrventile der Testleitung des EAS-ND-Kreislaufs sicherzustellen. Der Test verlief zufriedenstellend.

Druckentlastungs- und Filterkreislauf für die Atmosphäre des Reaktorgebäudes:

Ziel ist es, den Durchfluss der Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Sicherheitsbehälters zu überprüfen. Der Test verlief zufriedenstellend.

Funktionsprüfung der Drucksensoren des Sicherheitsbehälters:

Ziel ist es, während der Prüfung des Sicherheitsbehälters die ordnungsgemäße Funktion der Sensoren zu überprüfen, die den Behälterdruck vom Kontrollraum aus messen. Die Prüfungen sind zufriedenstellend verlaufen.

Überprüfung des Sprühdurchflusses des Druckhalters:

Ziel ist es, zu überprüfen, ob die Wirksamkeit der normalen Sprühfunktion des Druckhalters den Erwartungen entspricht. Der Test verlief zufriedenstellend.

Prüfung der Hochdruck-Sicherheitseinspritzpumpen bei vollem Durchfluss:

Ziel des Tests ist es, die Betriebseigenschaften der Hochdruck-Sicherheitsspritzpumpen bei vollem Durchfluss sowie das ordnungsgemäße Verhalten des Sicherheitsspritzkreislaufs zu überprüfen. Der Test ist zufriedenstellend verlaufen.

Prüfung der Hochdruck-Sicherheitseinspritzpumpen bei niedrigem Durchfluss:

Ziel der Prüfung ist es, die Betriebseigenschaften der Hochdruck-Sicherheitseinspritzpumpen (ISHP) bei geringem Durchfluss im Null-Durchfluss-Betrieb zu ermitteln. Die Prüfung ist zufriedenstellend.

Prüfung der Manövrierbarkeit der RIS-Ventildeckel bei TPL:

Ziel der Prüfung ist es, die Manövrierfähigkeit der Ventilklappen der RIS-Akkumulatoren sicherzustellen, die Durchgängigkeit der Entlastungsleitungen zu gewährleisten und den Druckverlustkoeffizienten der Akkumulatoren zu überprüfen. Die Prüfung ist zufriedenstellend verlaufen.

Manövrierbarkeitsprüfung der RIS-Ventile:

Ziel ist es, die Manövrierfähigkeit der Absperrklappen der RIS-Akkumulatoren, die an der Entleerung der RIS-Akkumulatoren beteiligt sind, sowie die Freigängigkeit der Leitungen und den Entleerungskoeffizienten der Akkumulatoren zu überprüfen. Die Prüfung ist zufriedenstellend verlaufen.

Überprüfung des Rückflussdurchflusses während des Behältertests:

Ziel ist es, den Rückführdurchfluss aus den Sammelbehältern zum BR unter realen Bedingungen zu überprüfen. Die Prüfung ist zufriedenstellend.

Prüfung der Wirksamkeit der passiven autokatalytischen Rekombinatoren (RAP):

Ziel ist es, den Sauberkeitszustand und die Fehlerfreiheit der Platten, aus denen die RAP bestehen, zu überprüfen und durch Stichproben (3 Platten pro Rekombinator aus jedem repräsentativen Volumen) eine Funktionsprüfung durchzuführen. Die Prüfungen sind zufriedenstellend.

Prüfung des SED-Verdünnungsdurchsatzes:

Ziel ist es, den maximalen Verdünnungsdurchfluss des SED-Systems zu den Entmineralisierern der RCV- und TEP-Kreisläufe zu überprüfen. Die Prüfung ist zufriedenstellend.

6.2.2.4 Vorgeschriebene Prüfungen

❖ **Definition und Ziele der vorgeschriebenen Prüfungen**

Diese Prüfungen sind gemäß den verschiedenen Verwaltungsbeschlüssen durchzuführen (Prüfung der Kapazitäten des Primär- oder Sekundärkreislaufs).

❖ **Durchführung der vorgeschriebenen Prüfungen**

Im Rahmen des 4. RP 900 wurden folgende vorgeschriebene Prüfungen durchgeführt:

Regelmäßige Neuqualifizierung – Hydraulische Prüfung des Hauptprimärkreislaufs: Ziel ist es, die Beständigkeit des Hauptprimärkreislaufs gegenüber dem Prüfdruck zu überprüfen. Die hydraulische Prüfung verlief zufriedenstellend.

Regelmäßige Wiederzulassung – Hydraulikprüfung der Hauptsekundärkreisläufe: Ziel ist es, die Prüfdruckbeständigkeit der Hauptsekundärkreisläufe zu überprüfen. Die Hydraulikprüfungen verliefen zufriedenstellend.

6.2.2.5 Sonderprüfungen

Gemäß der von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [CONF-B-I] hat EDF der ASN Ende 2021 ein Programm für Sonderprüfungen vorgelegt, in dem die Planung dieser Prüfungen detailliert dargelegt ist.

Gemäß der Vorschrift [CONF-B-II] wird EDF bis zum 31.12.2024 mindestens einen Test jeder Art durchführen.

❖ **Umfang der an den Reaktoren der Baureihe CPY durchzuführenden Sonderprüfungen**

Einmalige Prüfungen zur Bestätigung der Vollständigkeitsanalyse der EP:

- 48-stündiger Betriebsversuch eines Notstromaggregats (LHP oder LHQ). Dieser Versuch ist Gegenstand der Vorschrift [CONF-B];
- Leistungsprüfung an einem EAS-Wärmetauscher;
- Leistungsprüfung an einer EAS-Pumpe. Diese Prüfung ist Gegenstand der Vorschrift [CONF-B];
- Autonomieprüfung der SAR-Speicher;
- Leistungsprüfung an Kühlbatterien der Lüftungs- und Kühlsysteme;
- Leistungsprüfung der KRT-Sender des BK.

Einzelprüfungen zur Untermauerung der Modellannahmen und zur Qualifizierung der wissenschaftlichen Berechnungswerkzeuge:

- Betriebstest einer ASG-TPS ohne Belüftung des Raums bei vollständigem Ausfall der Stromversorgung. Dieser Test ist Gegenstand der Vorschrift [CONF-B];
- Betriebstest einer ASG-TPS bei niedrigem Füllstand des Versorgungsbehälters. Dieser Test ist Gegenstand der Vorschrift [CONF-B];
- Schließversuch von pneumatischen Ventilen bei Durchfluss;
- Betriebstest der H4-Vorrichtung parallel zum ISBP;
- Prüfung zur Absicherung der Validierung der neutronischen Berechnungscodes und der Interpretation der Ergebnisse der physikalischen Kernversuche.

Einzelprüfungen zur Überprüfung bestimmter Maßnahmen, die in Unfallsituationen umgesetzt werden:

- Test zur Abschaltung des Lüftungskanals A des DVL [CONF-B].

6.2.3 FAZIT

Die Ergebnisse der Requalifizierungsversuche zu den Änderungen am 4. RP 900 (Phase A) haben es, wie in den Abschnitten „Bilanz zum Zustand des Blocks“ des vorliegenden Dokuments ausführlich beschrieben, ermöglicht, die ordnungsgemäße Integration der betreffenden Änderungen zu validieren. Die zufriedenstellenden Ergebnisse, die bei der Durchführung der spezifischen Zehnjahresprüfungen, der periodischen Zehnjahresprüfungen und der vorgeschriebenen Prüfungen festgestellt wurden, tragen dazu bei, die Übereinstimmung des Zustands der Anlage mit den erwarteten Leistungsmerkmalen für den Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais zu bestätigen, damit dieser in den technischen Zustand gemäß Phase A des 4. RP 900 übergehen kann.

Die ASN hat EDF aufgefordert, zusätzliche Prüfungen festzulegen, um nach der Integration der wesentlichen Änderungspakete im Zusammenhang mit dem Sicherheitsnachweis für den 4. RP 900 das gesamte Funktionsverhalten der EIP im Hinblick auf die festgelegten Anforderungen und unter Berücksichtigung der wichtigsten Sicherheitsfunktionen zu überprüfen. Die Einbeziehung dieser Aufforderung in den Prozess zur Festlegung der Prüfungen hat EDF bereits dazu veranlasst, die im Abschnitt *„Spezifische zehnjährige Prüfungen“* vorgestellten Prüfungen durchzuführen. Ergänzend dazu hat sich EDF nach Abschluss der Prüfung dieses Themas im Rahmen des 4. RP 900 verpflichtet, eine Reihe spezieller Prüfungen an den Blöcken der Baureihe CPY durchzuführen; einige dieser Prüfungen entsprechen der Vorschrift [CONF-B].

6.3 BEZUGSUNTERLAGEN FÜR DIE AUFSICHTSBEHÖRDEN

Allgemeiner Teil „Palier“

Gemäß den Anforderungen der Artikel 4 und 5 des Erlasses vom 10. November 1999 über die Überwachung des Betriebs des Hauptprimärkreislaufs (CPP) und der Hauptsekundärkreisläufe (CSP) von Druckwasserreaktoren (REP) müssen die behördlichen Referenzunterlagen (DRR), die die Fortsetzung und Aktualisierung des bereits in der Auslegungsphase eingeleiteten Nachweises der Integrität darstellen, so oft wie nötig und insbesondere bei jeder zehnjährigen Inspektion aktualisiert werden. Diese Aktualisierungen müssen unter anderem die gewonnenen Erfahrungen, die Überwachung im Betrieb und die Änderungen an der Anlage berücksichtigen.

Im Rahmen des 4. RP 900 wurden die behördlichen Referenzunterlagen der CPY-Stufe aktualisiert. Die Anfälligkeit der CPP/CSP-Bereiche gegenüber verschiedenen Schäden wird auf der Grundlage dieser Aktualisierung neu bewertet, was zu einer Aktualisierung der vorbeugenden Wartungsprogramme führen kann.

Im Rahmen des 4. RP 900 wurden bei der Aktualisierung der behördlichen Referenzunterlagen folgende Aspekte berücksichtigt:

- Materialdaten, die 500.000 Betriebsstunden abdecken, also über den 5. RP hinaus,
- verbesserte Erkenntnisse über die thermischen Belastungen bestimmter sensibler Bereiche, was die Aktualisierung der Situationsdossiers mit diesen ergänzenden Daten ermöglichte,
- die Auswirkungen der REP-Umgebungsbedingungen in den Ermüdungsuntersuchungen,
- die Bilanz der durch den Austausch von Hochspannungsleitungen unternommenen Anstrengungen, woraufhin EDF die Liste der Anwendungsbereiche der Methode zur Relaxation sekundärer Spannungen vorgelegt hat,
- die Auswirkungen der betrieblichen Situationen und Fristen des EPR-Referenzrahmens.

Die Überprüfung der Verhaltensanalysedokumente (DAC) für die Hilfsleitungen des CPP und die Leitungen des CSP ergab, dass die Halterungen bestimmter Leitungen geändert werden müssen (PNPE1333). Bei den von diesen Änderungen betroffenen Leitungen handelt es sich um EIPS-Komponenten der mechanischen Klassifizierung I oder II mit seismischer Anforderung. Die Systeme, bei denen möglicherweise eine Verstärkung der Halterungen erforderlich ist, sind folgende: RCP, RIS, RRA, RCV, ARE/ASG und VVP.

Spezifischer Teil zu Block 2 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais weist im Hinblick auf den Palier-Zustand keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPE1333 „Erdbebensicherung des Kerns des Hauptprimärkreislaufs, des Hauptsekundärkreislaufs und der DRR-Halterungen“ wird im Block 2 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration spätestens in Phase B des 4. RP 900 vorgesehen ist.

ABSCHNITT 7: BEITRAG DES KERNKOMPONENTEN ZU DEN ZIELEN DER ÜBERPRÜFUNG

7 BEITRAG DES KERNKONZEPTS ZU DEN ZIELEN DER ÜBERPRÜFUNG 219

7.1 ZIELE DES KERNTEAMS 220
7.2 FUNKTIONELLE ARCHITEKTUR DES KERNKOMPONENTEN 221
7.2.1 Maßnahmen zur Verhinderung einer Reaktorkernschmelze 221
7.2.1.1 ASG-ND 221
7.2.1.2 Gewählte Lösung für die Dichtungsintegrität der GMPP 223
7.2.1.3 Herabfallen der Trauben 223
7.2.1.4 Notzufuhr an den Dichtungen der Primärmotorpumpen 224
7.2.1.5 Ventile des Druckhalters 224
7.2.2 Brennstoffbeckenklappe und Zustand *„offener Tank, Reaktorbecken voll“* 225
7.2.2.1 Ziele und untersuchte Konfigurationen 225
7.2.2.2 Wassernachfüllung in die Becken 225
7.2.2.3 Überwachung des Schwimmbeckenfüllstands 226
7.2.2.4 Vermeidung von Entleerungen 226
7.2.2.5 Verhinderung von Beschädigungen des Schwimmbeckens durch herabfallende Lasten 227
7.2.2.6 Zurück zur langfristigen Abkühlung 228
7.2.3 MAßNAHMEN ZUR EINDÄMMUNG EINES UNFALLS MIT KERNSCHMELZE 229
7.2.3.1 Ziel und Funktionsprinzipien 229
7.2.3.2 Verwandte Bestimmungen 229
7.3 UNTERSTÜTZENDE FUNKTIONEN 230
7.3.1 Notfall-Dieselaggregat (DUS) 230
7.3.2 Elektrische Verteilung – Kernbereich 231
7.3.3 Belüftung der Schalträume 232
7.3.4 Leittechnik – Kernbereich 233
7.3.5 Wasserversorgung Noyau Dur 233
7.4 DIE NUKLEARE SCHNELLREAKTIONSKRÄFTE (FARN) 234
7.5 LOKALES KRISENZENTRUM 236
7.6 DIMENSIONIERUNG DES HARTKERNES IM HINBLICK AUF ANGRIFFE UND IHRE FOLGEN 237
7.6.1 Erdbeben im „harten Kern“ 237
7.6.2 Externe Überschwemmung des „Noyau Dur“ 239
7.6.3 Tornado – Kernbereich 242
7.6.4 Durch Naturereignisse verursachte Auswirkungen am Standort, die über die Auslegung hinausgehen 243
7.7 SCHLUSSFOLGERUNG 245

7 BEITRAG DES KERNTEAMS ZU DEN ZIELEN DER NEUÜBERPRÜFUNG

Nach dem Unfall von Fukushima am 11. März 2011 hat EDF in seinen ergänzenden Sicherheitsbewertungsberichten („*RECS*“) als Reaktion auf den Beschluss der ASN vom 05.05.2011 die hohe Robustheit seiner Anlagen unter Berücksichtigung folgender Aspekte nachgewiesen:

- einer robusten ursprünglichen Auslegung mit Auslegungsspielräumen,
- eines Prozesses der regelmäßigen Überprüfung, der alle 10 Jahre die Einbeziehung neuer Erkenntnisse und Erfahrungswerte ermöglicht, wobei die Erfahrungen aus bedeutenden Ereignissen bereits vor den Überprüfungen berücksichtigt werden.

In den RECS hieß es außerdem: „Da *die Leistungsbeschreibung der ECS jedoch vorschreibt, [die] Plausibilität [von Extremsituationen] außer Acht zu lassen, wird die Untersuchung der folgenden wichtigsten zusätzlichen Schutzmaßnahmen […] vorgeschlagen, um diesen Situationen zu begegnen*:

- *Einrichtung einer neuen Möglichkeit zur Wiederauffüllung der Wasserreserven zur Versorgung der Dampferzeuger, des Primärkreislaufs oder des Brennstofflagers […].*
- *Verstärkung der Robustheit der Turbopumpen zur Versorgung der Dampferzeuger sowie ihrer Steuerungs- und Kontrollsysteme gegenüber Erdbeben und Überschwemmungen.*
- *Einrichtung eines zusätzlichen Notstromdiesels (DUS) pro Block, der gegen Überschwemmungen und Erdbeben robust ist und die Versorgung einer Einspritzpumpe für die Dampferzeuger, den Primärkreislauf oder das Lagerbecken ermöglicht.*
- *Einrichtung einer nationalen Nuklear-Schnelleinsatztruppe (FARN), die in der Lage ist, kompetente Teams für Betrieb, Wartung und Logistik an den betroffenen Standort zu entsenden […]*
- *Was die Bewältigung von Unfällen mit Kernschmelze betrifft, Untersuchung zur Erhöhung der Erdbebensicherheit der Filteranlagen für Ableitungen während der Druckentlastung des Sicherheitsbehälters“*

Auf der Grundlage der RECS und nach einer Analyse hat die ASN für jedes einzelne Kernkraftwerk (INB) Entscheidungen veröffentlicht, die EDF die Einrichtung eines *„Kernkerns aus materiellen und organisatorischen Maßnahmen […]*“ vorschreiben. *Für diesen Kernkern richtet der Betreiber unabhängige und gegenüber den bestehenden Sicherheitskontrollsystemen (SSC) diversifizierte SSC ein, um die Risiken durch gemeinsame Ursachen zu begrenzen. Der Betreiber begründet gegebenenfalls den Rückgriff auf nicht diversifizierte oder bereits bestehende SSC*.“

Um diesen Vorgaben gerecht zu werden, führt EDF ein industrielles Programm zur Einrichtung zusätzlicher Maßnahmen in seinen Anlagen durch, das sich in zwei aufeinanderfolgende und sich ergänzende Phasen gliedert:

- eine kurzfristige *„reaktive*“ Phase, die 2015 abgeschlossen wurde,
- eine mittelfristige Phase zur Einführung *„dauerhafter* Maßnahmen“ bis zum Zeithorizont *„10 Jahre nach dem Unfall von Fukushima*“.

Ein zweiter Satz von ASN-Vorgaben wurde im Januar 2014 veröffentlicht und legt fest, dass *„zur Begrenzung massiver radioaktiver Freisetzungen in ‚Noyau Dur'-Situationen der ‚Noyau Dur' die Isolierung des Sicherheitsbehälters und die Verhinderung von Bypass-Situationen der dritten Barriere ermöglicht. Der ‚Noyau Dur' zielt darauf ab, die Integrität dieser Barriere zu wahren, ohne die Entlüftungsvorrichtung des Sicherheitsbehälters zu öffnen*“.

Diese Vorschriften, die der Integrität der dritten Barriere zur Begrenzung massiver radioaktiver Freisetzungen Vorrang einräumen, stehen im Einklang mit dem Ziel der 4· periodischen Überprüfung 900, das Risiko früher und erheblicher Freisetzungen in die Umwelt äußerst unwahrscheinlich zu machen.

In diesem Zusammenhang tragen die von EDF im Rahmen des Industrieprogramms „Grand Carénage“ parallel zur vierten periodischen Überprüfung umgesetzten sogenannten *„Hard* Core“-Maßnahmen zur Erreichung der Ziele der Überprüfung bei.

7.1 ZIELE DES „NOYAU DUR“

Die technischen Vorschriften der ASN aus dem Jahr 2014 definieren die Sicherheitsziele des „Noyau Dur“. Die festgelegten Maßnahmen des „Noyau Dur“ zielen darauf ab:

- einen Unfall mit Kernschmelze zu verhindern oder dessen Ausbreitung einzudämmen,
- massive radioaktive Freisetzungen und dauerhafte Auswirkungen auf die Umwelt zu begrenzen,
- dem Betreiber die Erfüllung seiner Aufgaben im Rahmen des Krisenmanagements zu ermöglichen.

Die „Noyau Dur“-Situationen sowie die Situationen, die sich aus deren Kumulierung ergeben, sind ebenfalls in den ASN-Vorschriften von 2014 definiert:

- **der vollständige Ausfall der Stromversorgungen,** die nicht zum „Noyau Dur“ gehören. Das heißt, der Ausfall der externen Stromquellen des Standorts in Verbindung mit dem Ausfall der beiden Blockdieselgeneratoren (als „H3“ bezeichnete Situation);
- **der vollständige Ausfall der Kühlquelle, die** nicht zum „Noyau Dur“ gehört (als „H1“ bezeichnete Situation);
- die für den „harten Kern“ berücksichtigten externen Naturereignisse: Überschwemmungen (einschließlich Starkregen) und mit Überschwemmungen in Zusammenhang stehende Naturphänomene (Extremwinde, Blitzschlag, Hagel), Erdbeben und Tornados;
- Situationen, die sich aus dem Zustand der Anlage, des Standorts und seiner Umgebung nach einer oder mehreren der für den „harten Kern“ festgelegten externen Naturgefahren ergeben.

„Noyau Dur“-Situationen betreffen alle Blöcke eines Standorts.

Als Reaktion auf die technischen Vorgaben der ASN schlägt EDF einen „Noyau Dur“ vor, bei dem es sich um eine Reihe von ortsfesten Einrichtungen handelt, die gegen „Noyau Dur“-Situationen und die damit verbundenen Einwirkungen robust sind und durch mobile Einrichtungen sowie eine Organisation und Teams zu deren Umsetzung ergänzt werden. Dies ermöglicht es:

- eine Kernschmelze zu verhindern, indem die Kühlung des Reaktorkerns und die Ableitung der Restleistung aus dem Sicherheitsbehälter des Reaktorgebäudes gewährleistet werden, wenn der Primärkreislauf unter Druck gesetzt werden kann,
- Betriebsstrategien umzusetzen, die der Kühlung über den Sekundärkreis Vorrang einräumen und dabei die Integrität des Hauptprimärkreises bewahren,
- die Isolierung des Sicherheitsbehälters zu gewährleisten und Situationen zu verhindern, in denen diese Barriere umgangen wird. Der „Noyau Dur“ ermöglicht die Begrenzung des Drucks im Inneren des Sicherheitsbehälters, ohne dass die Entlüftungsvorrichtung geöffnet werden muss,
- sicherzustellen, dass die Brennelemente nicht entlüftet werden, auch nicht während der Handhabung im Lagerbecken und in den Handhabungsräumen für Brennelemente,

Die zur Begrenzung radioaktiver Freisetzungen gewählten Auslegungsmerkmale des „Noyau Dur“ berücksichtigen die Fälle einer vollständigen Kernschmelze und eines Durchbruchs des Reaktorbehälters bei einem Reaktor des Standorts.

Diese „Noyau Dur“-Maßnahmen werden in den Abschnitten 0 „Funktionale Architektur des ‚Noyau Dur‘“ und 7.3 „Unterstützende Funktionen“ dargestellt.

Der Einsatz des „Noyau Dur“ geht zudem mit Vorkehrungen einher, die es dem Betreiber ermöglichen sollen, die ihm im Rahmen des Krisenmanagements obliegenden Aufgaben zu erfüllen, um das mit dem „Noyau Dur“ verbundene Sicherheitsziel zu erreichen, insbesondere ein lokales Krisenzentrum (CCL) pro Standort und Anschlusseinrichtungen („Plugs“) für die mobilen Mittel der Nuklearen Schnellreaktionskraft (FARN), die für den „Noyau Dur“ erforderlich sind. Diese Vorkehrungen werden in den Abschnitten 7.4 *„Nukleare* Schnellreaktionskraft“ und 7.5 *„Lokales Krisenzentrum“* dargelegt.

Eine funktionale Komplementarität ist zwischen den planerischen Mitteln (materielle Vorkehrungen des

Kernbereich) und den Resilienzmitteln (mobile Mittel, die am Standort zur Verfügung stehen oder von der FARN transportiert werden). Diese Komplementarität ermöglicht eine gute Anpassungsfähigkeit an unvorhergesehene Situationen unter Berücksichtigung der langsamen Dynamik der in solchen Situationen zu befürchtenden Phänomene, insbesondere des Druckanstiegs im Sicherheitsbehälter und der Freilegung der Brennelemente im Brennelementbecken.

Schließlich muss der „Noyau Dur“ gegenüber den für ihn festgelegten externen Naturgefahren und deren Folgeeffekten widerstandsfähig sein. Dieser Grundsatz wird bei neuen Sicherheitssystemen (SSC) bereits in der Auslegung berücksichtigt oder bei bestehenden SSC des „Noyau Dur“ überprüft (die bei Bedarf verstärkt werden können). Die Analyse der Auslegung des „Noyau Dur“ hinsichtlich der für den „Noyau Dur“ festgelegten Einwirkungen und deren Folgeeffekte sowie die damit verbundenen Schutzmaßnahmen werden in Abschnitt 7.6 dargestellt.

Die Umsetzung der „Noyau Dur“-Bestimmungen wird zudem durch die ASN-Vorschriften [ND-A], [ND-B], [ND-C] im Rahmen der Prüfung der generischen Phase des 4. RP 900 geregelt. Die Vorschriften [ND-A] und [ND-B] beziehen sich jeweils auf das ASG-ND (siehe § 7.2.1.1) und auf die Einspritzpumpe an den Dichtungen der GMPP des „Noyau Dur“ (siehe § 7.2.1.4). Die Umsetzung der übrigen Bestimmungen des „Noyau Dur“ wird durch die Vorschrift [ND-C] geregelt, die den Stichtag für die Umsetzung dieser Bestimmungen spätestens auf die Phase „Ergänzungen “.

7.2 FUNKTIONELLE ARCHITEKTUR DES „NOYAU DUR“

7.2.1 Bereich zur Verhinderung einer Reaktorkernschmelze

7.2.1.1 ASG-ND

Generischer Teil „Lagerung“

Die Anordnung ASG-ND (PNPE1258) gewährleistet die Kühlung des Reaktorkerns und die Ableitung der Restleistung aus dem Sicherheitsbehälter des Reaktorgebäudes über die Sekundärkreisläufe, wenn der Primärkreislauf unter Druck steht oder unter Druck gesetzt werden kann. Diese Anordnung entspricht der Vorschrift ASN [ND-A].

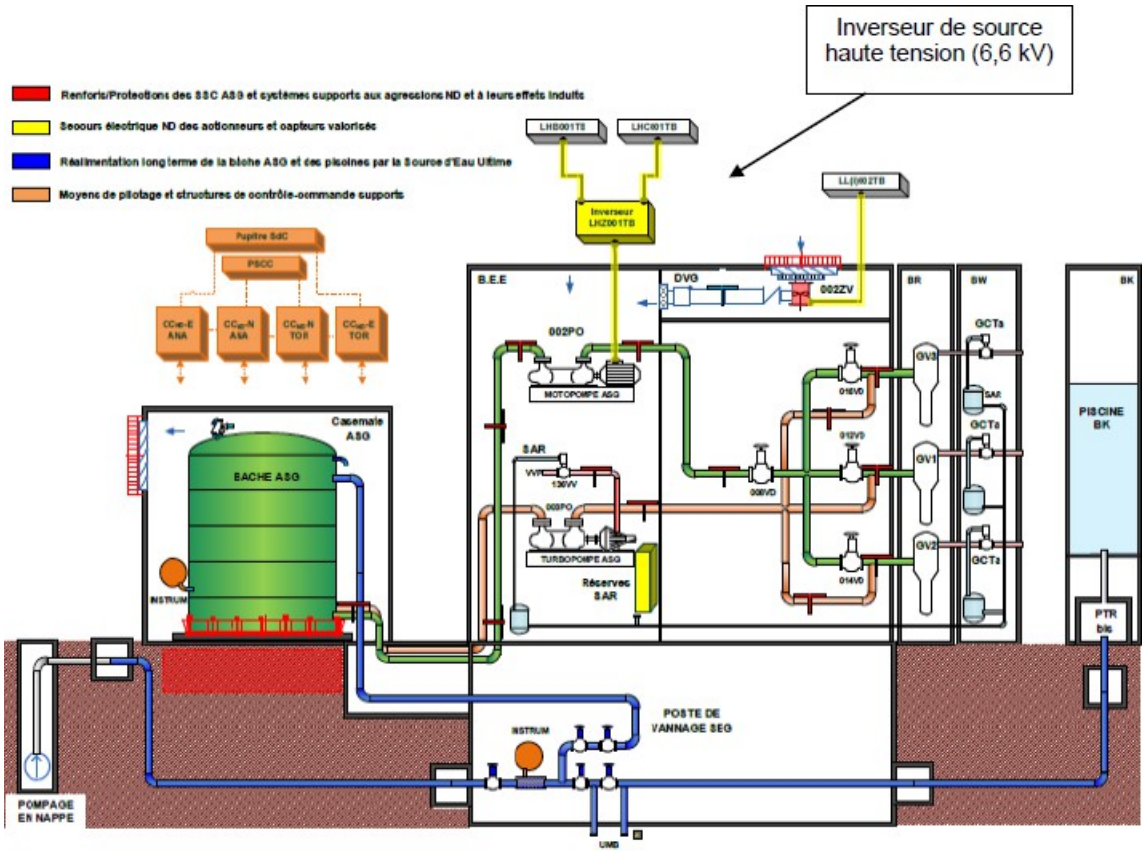
Die wichtigsten Annahmen bezüglich der Systeme lauten wie folgt:

- Der Hauptprimärkreislauf und der Hauptsekundärkreislauf sind nach dem Störfall intakt,
- alle Brennelemente fallen während der automatischen Abschaltung (AAR) oder aufgrund eines Ausfalls der externen Spannungsversorgung (MDTE) herunter,
- das Abschalten der Primärpumpen erfolgt sofort durch die Automatik oder aufgrund des Ausfalls der externen Spannungsversorgung (MDTE),
- nur die Funktionen „Kessel“ und „Stützen des harten Kerns“ werden hinsichtlich ihrer positiven Wirkung berücksichtigt.

Die von EDF gewählte Lösung nutzt als Einspeisemittel für die Dampferzeuger die ASG-Motorpumpe von Kanal B, die aus dem ASG-Ausgleichsbehälter ansaugt.

Für die Wasserversorgung der Dampferzeuger sieht die Lösung den ASG-Behälter als Speicher vor.

Im Kernkraftwerksblock (BW) wird eine Ventilstation eingerichtet, um den ASG-Behälter sowie die BR- und Brennstoffbecken dauerhaft über die Wasserquelle für die „Noyau Dur“-Nachspeisung (PNPP1714/PNPE1289 und PNPE1258, vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7 – § 7.2.2.2).



Prinzipskizze der ASG-ND-Anordnung

Der Aspekt *der „Luftversorgungsautonomie“* für die Ansteuerung der pneumatischen Bauteile im „Noyau Dur“-Betrieb wird ebenfalls durch die Änderung ASG-ND (PNPE1258) behandelt.

Die Bedienbarkeit der Regelventile ASG 012/014/016 VD vom Kontrollraum aus im „Noyau Dur“-Betriebszustand ist ebenfalls Gegenstand einer Änderung (TCDI0222).

Spezifischer Teil für Block 2 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais weist im „Palier“-Zustand keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPP1714 „Wasserquelle für die Nachspeisung des Kerns“ wird im Rahmen eines spezifischen Zeitplans im Reaktorblock Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt und spätestens im Dezember 2024 integriert. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung im Hinblick auf ihre Berücksichtigung in den Kumulierungsstudien des MDTE werden spätestens bei VD4 + 2 Jahre berücksichtigt.

Die Änderung PNPE1258 außerhalb von Band J „Einrichtung des ASG-ND-Systems und der festen Nachspeiseleitung für das BK-Becken durch SEG“ wird im Rahmen eines spezifischen Zeitplans im Block 2 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt, wobei die Integration spätestens in Phase B des 4. RP 900 vorgesehen ist.

Die Änderung TCDI0222 „Maßnahme zur Gewährleistung der Robustheit der Steuerung (RCM) der Regelventile ASG012/014/016VD unter Hard-Core-Bedingungen vom Kontrollraum aus“ wird im Rahmen der Ergänzung zum 4. RP 900 umgesetzt.

7.2.1.2 Gewählte Lösung für die Integrität der Dichtungen der GMPP

Die „Noyau Dur"-Betriebsstrategie sieht die systematische Druckentlastung und Kühlung des Hauptprimärkreislaufs (CPP) durch den Sekundärkreislauf vor, insbesondere mit dem Ziel, die thermohydraulische Belastung der Wellendichtungen der Primärpumpenaggregate (GMPP) zu begrenzen.

Die Wellendichtungen der GMPP, die in den in Betrieb befindlichen Reaktoren installiert sind, sind nun alle mit Dichtung Nr. 1 mit Siliziumnitrid-Dichtscheiben und sogenannten „Hochtemperatur"-O-Ringen ausgestattet.

Um die Leistungsfähigkeit der Wellendichtungen der GMPP in „Harter Kern"-Situationen nachzuweisen, stützt sich EDF auf ein Programm mit sieben Versuchen, die von 2014 bis 2020 im Framatome-Testkreislauf in Karlstein durchgeführt wurden. Diese Versuche ermöglichten es, den Einfluss verschiedener Parameter (Druck-/Temperaturprofil stromaufwärts, Konfiguration der Leckagelinie der Dichtung Nr. 1, Verschleiß- und Alterungszustand der Dichtungen usw.) auf das Verhalten der Dichtungen zu untersuchen.

Diese Testreihe hat die inhärente Robustheit der GMPP-Wellendichtungen trotz fehlender Einspritzung an den Dichtungen und fehlender Kühlung der thermischen Barriere deutlich gemacht. Die bei allen durchgeführten Versuchen beobachteten Leckagewerte der Dichtungen sind mit dem „Noyau Dur"-Betriebsmodus vereinbar.

Auf der Grundlage dieser Erkenntnisse wurde die Integrität der Dichtungen in der Betriebsstrategie „Noyau Dur" berücksichtigt.

7.2.1.3 Herabfallen der Brennelementebündel

Allgemeiner Teil: Lager

EDF führt eine Änderung durch, die im Falle eines Erdbebens eine automatische Reaktorabschaltung (AAR) gewährleistet (Vorgang PNPP1419). Diese AAR wird durch vier Sensoren in einer 2/4-Logik ausgelöst, die an der Außenverkleidung des Reaktorgebäudes installiert sind. Diese Anordnung wird verstärkt, um ihre Robustheit gegenüber einem „Noyau Dur"-Erdbeben zu gewährleisten und bestimmte Informationen im Rahmen des Vorgangs PNPE1115 an den Kontrollraum weiterzuleiten.

EDF hat den Fall der Brennelemente während eines Erdbebens der Kategorie „Noyau Dur" nachgewiesen, basierend auf Berechnungen des mechanischen Verhaltens der verschiedenen Komponenten, aus denen der Fallkanal besteht (Brennelement-Steuermechanismen und deren erdbebensichere Haltevorrichtungen, Adapter des Reaktorbehälterdeckels, Elemente der Reaktoreinbauten, die die Führung der Brennelemente gewährleisten, Brennelementbündel), und kam dabei insbesondere zu dem Schluss, dass keine Verformung (Knickung) der Brennelementgitter vorliegt.

Ergänzend hat EDF den Fall der Steuerstäbe bei leicht verformten Gittern begründet und sich dabei insbesondere auf in Japan erzielte experimentelle Ergebnisse im Maßstab 1:1 gestützt. Konservativ betrachtet berücksichtigt das „Noyau Dur"-Verfahren zur Verhinderung einer Kernschmelze ein unvollständiges Herabfallen der Steuerbündel, wobei auf eine Hochdruck-Bor-Einspritzvorrichtung zurückgegriffen wird (§ 7.2.1.4).

Schließlich hat EDF nachgewiesen, dass die Unterkritikalität des Reaktors auch bei unvollständigem Herabfallen bestimmter Stäbe gewährleistet ist.

Spezifischer Teil zu Block 2 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais weist im Vergleich zum Zustand „Palier" keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPP1419 „Einführung einer automatischen Reaktorabschaltung bei Erdbeben" wurde im Block 2 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPE1115 „Automatischer Reaktorabschaltbefehl bei Erdbeben und Meldung eines

, robust gegenüber einem Kernschmelzunfall“ wird im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4. RP 900 im Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt.

7.2.1.4 Notversorgung für die Dichtungen der Primärpumpenaggregate –

Allgemeiner Teil – Lagerung

EDF führt eine Notversorgungsmaßnahme für die Dichtungen der Primärpumpenaggregate (PNPE1427) ein, um boriertes Wasser einspritzen zu können, wenn der Primärkreislauf in „Hard-Core“-Situationen unter hohem Druck steht. Diese zusätzliche Sicherheitsmaßnahme ermöglicht es, die Sicherheitsmargen hinsichtlich des Risikos eines kritischen Rückflusses im ungünstigsten Fall eines unvollständigen Absinkens der Brennelemente zu erhöhen. Diese Maßnahme ist Teil des „Noyau Dur“. Sie entspricht der Vorschrift [ND-B].

Blockspezifischer Teil 2 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais weist hinsichtlich des „Palier“-Zustands keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPE1427 „Einbau einer Einspritzpumpe an den Dichtungen der Primärpumpenaggregate ‚Kern‘ (PJ-ND)“ wird im Rahmen der Phase „Ergänzungen“ der Änderungen des 4. RP 900 im Block 2 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt.

7.2.1.5 Ventile des Druckhalters

Allgemeiner Teil: Lagerung

Die Modifikation der Druckhalterventile (PNPP1595) ermöglicht eine Erhöhung ihrer Entlastungskapazität bei niedrigem Druck und eine Verbesserung ihrer allgemeinen Funktionsweise (Robustheit, Stabilität im Dampf- und Einphasenbetrieb, Ausgleich des Behälterdrucks usw.).

Diese Modifikation trägt vor allem dazu bei, das Risiko eines Kernschmelzunfalls unter Druck zu begrenzen. Im Rahmen des „Noyau Dur“-Betriebs zur Verhinderung eines Kernschmelzunfalls verbessert sie die vollständige Öffnung einer Druckminderer-Entlastungsleitung (LDP) bei niedrigem Primärdruck, was die abschließende Borierung des Primärkreislaufs durch die EAS-ND-Pumpe begünstigt.

Die Modifikation des SEBIM-Tandems des Druckhalters ist eine bauliche Änderung, die darin besteht:

- auf mechanischer Ebene den Kopf jedes Schutz- und Absperrventils auszutauschen (Ventilkörper, Düse und Schutzring der Ventile bleiben erhalten),
- auf elektrischer Ebene: Austausch der Positionssensoren am Ventilkopf und der Elektronikplatinen im SEBIM-Positionssensor-Rack in den Schalträumen.

Blockspezifischer Teil für Block 2 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais weist hinsichtlich des „Palier“-Zustands keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPP1595 außerhalb von Band C „Austausch der SEBIM-Ventilköpfe“ wurde am Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

7.2.2 Abschnitt „Brennstoffbecken“ und Zustand *„offener Reaktorbehälter, Reaktorbecken* voll“

7.2.2.1 Ziele und untersuchte Konfigurationen

Der „Noyau Dur“ verhindert das Entleeren der Brennelemente im Deaktivierungsbecken, einschließlich während der Handhabung in den Lagerbecken und Handhabungsräumen, im Falle eines Ausfalls der Kühlmittel (PTR, RRA, Kaltquelle RRI/SEC) infolge einer „Noyau Dur“-Störung.

Die Ausgangszustände des Reaktorblocks, die als Grundlage für die Festlegung der „Noyau Dur“-Maßnahmen dienten, unterscheiden zwischen isolierten BR/BK-Becken und solchen, die über das Transferrohr miteinander verbunden sind:

- der Zustand „Reaktor vollständig entladen“ (RCD), in dem sich der Brennstoff im Brennstoffbecken befindet und das Transferrohr geschlossen ist. Dieser Zustand gilt sowohl für den RCD-Zustand (Auslegungsfall, bei dem die gesamte Restleistung im BK liegt) als auch für die Zustände RP, AN/GV, AN/RRA und API, bei denen die Handhabung der Brennelemente im BK unabhängig von der der Brennelemente im BR erfolgt,
- den Zustand „Kaltabschaltung zur Brennelementwechsel“ (APR, offener Reaktorbehälter und volles Reaktorbecken), bei dem das Transferrohr geöffnet ist und das BR-Becken mit dem Brennelementbecken verbindet (ohne Absperrschieber).

7.2.2.2 Wassernachfüllung in die Becken

Allgemeiner Teil „Lagerung“

Die Vorrichtung besteht aus:

- einer Wasser-Nachspeisung für den „harten Kern“ im Brennelementbecken (PNPP1714/PNPE1289 und PNPE1258), die der von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [PISC-A-III] entspricht, sowie deren Dampfablass,
- einer Wasserzufuhr zum „Noyau Dur“-BR-Becken (PNPP1714/PNPE1289 und PNPE1258) und dessen Dampfableitung (PNRL1803). Die Wasserzufuhr zum „Noyau Dur“ im BR-Becken erfolgt im Zustand „Stillstand zur Wiederaufladung“ (APR) durch Schwerkraft aus dem Brennstoffbecken über das offen gelassene Übertragungsrohr. Die Dammwände zwischen dem Behälterraum des BR-Beckens und dem Lagerraum des Brennstoffbeckens werden entfernt oder geöffnet. Die Türen der Schleuse 0 m (Ablass für den im BR-Becken erzeugten Dampf) dürfen sich unter der Einwirkung des Dampfdurchflusses nicht schließen können; zu diesem Zweck gewährleistet die Änderung PNRL1803, dass die BR-Schleuse im „Noyau Dur“-Zustand offen bleibt.

Blockspezifischer Teil für Block 2 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais weist hinsichtlich des „Palier“-Zustands keine Besonderheiten

auf. Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderung PNRL1803 „Einrichtung einer „Noyau Dur“-Wassernachspeisung am BR-Becken und dessen Dampfablass“ wird im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4. RP 900 im Block 2 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt.

Die Änderung PNPE1258 außerhalb von Band J „Einbau der ASG-ND-Vorrichtung und der festen Nachspeiseleitung für das BK-Becken durch SEG“ wird am Block 2 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration spätestens in Phase B des 4. RP 900 vorgesehen ist.

Die Änderung PNPP1714 „Wasserquelle für die Nachspeisung des harten Kerns“ wird im Block 2 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration spätestens im Dezember 2024 erfolgen soll. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung im Hinblick auf ihre Berücksichtigung in den Kumulierungsstudien des MDTE werden spätestens bei VD4 + 2 Jahre berücksichtigt.

7.2.2.3 Überwachung des Beckenfüllstands

Allgemeiner Teil – Lagerung

Der Füllstand der Becken wird durch Füllstandsmessgeräte im Brennelementlagerbecken und im Reaktorgebäude-Becken überwacht, die die Steuerung der Nachspeisung (Inbetriebnahme, Abschaltung, Regelung) ermöglichen: „Alles-oder-Nichts"-Füllstandsmessungen der Becken im Reaktorgebäude (PNPE1128) und im Brennelementlager (PNPP1907) sowie die analoge Füllstandsmessung des Brennelementlagers (PNPP1824).

Blockspezifischer Teil 2 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais weist hinsichtlich des Stillstandszustands keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPP1907 (außer Band N „PTR bis") wurde im Block 2 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPP1907, Band N „Beseitigung des Problems der Blasenbildung im BK-Becken", wird am Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration spätestens in Phase B des 4. RP 900 vorgesehen ist.

Die Änderungen:

- PNPE1128 „Alles-oder-Nichts-Füllstandsmessungen im Reaktorbecken",
- PNPP1824 „Hinzufügung einer analogen Füllstandsmesskette für das BK-Brennstoffbecken",

werden im Block 2 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4. RP 900 umgesetzt.

7.2.2.4 Vermeidung von Entleerungen

Allgemeiner Teil „Lagerung"

Für den „harten Kern" werden zwei große Kategorien von Maßnahmen geprüft und umgesetzt:

- Maßnahmen zur Verhinderung eines Bruchs am Transferrohr. Das Transferrohr wurde für das SND-Erdbeben auf der CPY-Stufe ausgelegt.
- Maßnahmen zur Verhinderung von Entleerungen über an die Becken angeschlossene Kreisläufe:
  - automatisches Schließen der PTR-Ansaugung des Brennelementbeckens bei einem Signal für sehr niedrigen Füllstand des Brennelementbeckens (PNPP1402),
  - automatische Absperrung der Filterleitungen des BR-Beckens (PNPP1780),
  - Neudimensionierung des Siphonbrechers an der Druckleitung des Kühlsystems des Brennelementbeckens, um eine mögliche Entleerung zu unterbrechen, die durch einen Guillotinebruch dieser Leitung ausgelöst wird (PNPP1289),
  - Hinzufügung organisatorischer Vorkehrungen in Form von behördlichen Sperrverfügungen, um die Absperrung bestimmter Entleerungsleitungen der BR- und Brennelementbecken während der Brennelementhandhabung zu gewährleisten.

Spezifischer Teil für Block 2 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais weist im Hinblick auf den Stillstandszustand keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands

des Blocks Die Änderungen:

- PNPP1402 „Automatisches Schließen des Ventils PTR 001 VB am NTB-Becken bei Deaktivierung“,
- PNPP1780 „Automatisierung der Entleerungsventile des BR-Beckens“,
- PNPP1289 „Neudimensionierung des Siphonbrechers an der Druckleitung des Kühlsystems des Brennstoffbeckens“,

wurden am Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Le Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

7.2.2.5 Verhinderung einer Beschädigung des Brennstoffbeckens durch herabfallende Lasten

Allgemeiner Teil: Lagerung

Die „Noyau Dur“-Vorschriften stützen sich auf die Robustheit der Becken und der sie tragenden Strukturen sowie des Transferrohrs und der angeschlossenen Kreisläufe bis hin zur ersten Absperrvorrichtung.

Ziel ist es daher, das Risiko eines Lecks oder eines Bruchs an der Struktur des Brennstoffbeckens im Falle eines herabfallenden Lastkörpers auszuschließen, der das Becken beschädigen könnte, sei es durch *das „Herausfallen“* eines Brennelementbündels während der Handhabung oder durch den Sturz der Transportverpackung für abgebrannte Brennelemente.

❖ Herabfallen der Brennelementkassette während der Handhabung

Die für den „Noyau Dur“ umgesetzten Maßnahmen dienen dazu, das Herabfallen der Brennelementkassette während des Handhabungsvorgangs zu verhindern. Es handelt sich um Maßnahmen zur Sicherung der Brennelementkassette während des Handhabungsvorgangs auf der Lademaschine auf der Beckenseite des Reaktorgebäudes (PNPP1975), auf der Laufbrücke und auf der Hilfsbrücke des BK (PNPP1913) sowie am Abseilgerät auf der Seite des Brennelementlagbeckens (PNPP1620) für die Kernkraftwerke Tricastin und Cruas.

Ergänzend zu diesen Bestimmungen und außerhalb des „Noyau Dur“ setzt EDF ein ausfallsicheres Verfahren zur sicheren Positionierung der Brennstoffelemente ein, die gerade im Brennstoffbecken gehandhabt werden, falls die Stromversorgung ausfällt (PNPP1549 – Manuelle Notsteuerungen).

❖ Sturz einer Transportverpackung

Die Widerstandsfähigkeit der Lagerbecken im Falle eines durch ein Erdbeben der Kategorie „Noyau Dur“ verursachten Sturzes einer Transportverpackung wurde nachgewiesen:

- Nach einem Erdbeben der Stufe „Noyau Dur“ bleibt das Verhalten des Brennelementbeckens im linearen elastischen Bereich des Stahlbetons,
- da sich die Materialien im linearen Elastizitätsbereich befinden, ist die Unversehrtheit des Brennelementbeckens im Falle eines durch ein Erdbeben der Stufe „Noyau Dur“ verursachten Sturzes einer Transportverpackung nachgewiesen.

Eine Vorrichtung zur Lastsicherung der Transportbehälter für abgebrannte Brennelemente während des Transports an der Schwerlastbrücke DMK wird eingesetzt (PNPP1913), um das Risiko eines Herabstürzens der Transportbehälter zu verhindern.

Spezifischer Teil für Block 2 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Die Änderung PNPP1975 „Erdbebensicherung der Belademaschine“ wird im Block 2 des Kernkraftwerks Blayais nicht umgesetzt, da die Erdbebensicherheit der Belademaschine gemäß SND nachgewiesen ist.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPP1549 „Bringen eines Brennelementbündels in eine sichere Position“ wurde im Block 2 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPP1913 „Erdbebensicherheit der Brücken im Brennstoffgebäude bei einem Hard-Core-Erdbeben“ wird im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4. RP 900 im Block 2 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt.

7.2.2.6 Rückkehr zur Langzeitkühlung

Allgemeiner Teil – Lagerung

Das „Hard-Core“-Verfahren bei Kühlverlustsituationen im Brennelementbecken besteht darin, die Restleistung der im Brennelementbecken befindlichen Brennelemente – einschließlich derjenigen, die gerade gehandhabt werden – durch Verdampfung abzuleiten, wobei diese mittels der „Hard-Core“-Nachspeisung unter Wasser gehalten werden.

Die Rückkehr zur Kühlung des Brennelementbeckens wird anschließend für „Noyau Dur“-Situationen durch die Inbetriebnahme der Vorrichtung „PTR bis“ spätestens 15 Tage nach Beginn der „Noyau Dur“-Situation gewährleistet
“ sichergestellt. Die Änderung „PTR bis“ (PNPP1907) wird in Abschnitt 3 beschrieben. Die Maßnahme „PTR bis“ entspricht der Vorschrift [PISC-A-III], die von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassen wurde.

Im APR-Zustand führt die Inbetriebnahme der Rückkehr zur Kühlung durch die Vorrichtung „PTR bis“ zu einem Umwälzdurchfluss vom Brennelementbecken zum BR-Becken über das Transferrohr, der weitaus höher ist als derjenige, der durch die Wasserzufuhr aus dem „Noyau Dur“-Nachspeisungssystem (PNPP1714/PNPE1289 und PNPE1258, vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7 – § 7.2.2.2). In diesem Fall ist eine Bor-Nachspeisung erforderlich, um ein potenzielles Risiko eines kritischen Rückflusses aus dem Reaktorkern in den Behälter durch heterogene Verdünnung zu verhindern. Zu diesem Zweck wird von der FARN vor dem Start des PTRbis eine Borierungsanlage (Mobile Borierungsanlage) eingesetzt. Diese Anlage ermöglicht es, Bor in einer Konzentration einzuleiten, die über der kritischen Bor-Konzentration des Kerns im Reaktorbehälter liegt, und so die Bor-Konzentration im Brennelementbecken anzuheben, wodurch das Risiko einer heterogenen Verdünnung vor der Inbetriebnahme des PTRbis beseitigt wird.

Spezifische Angaben zum Block 2 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais weist im Hinblick auf den „Palier“-Zustand keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPP1907 (außer Band N „PTR bis“) wurde im Block 2 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPP1907, Band N „Beseitigung des Problems der Blasenbildung im BK-Becken“, wird am Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration spätestens in Phase B des 4. RP 900 vorgesehen ist.

7.2.3 MINDERUNG DER FOLGEN EINES UNFALLS MIT KERNSCHMELZE

7.2.3.1 Ziel und Funktionsprinzipien

Der „Noyau Dur“ gewährleistet die Isolierung des Sicherheitsbehälters und verhindert Situationen, in denen diese Barriere umgangen wird. Der „Noyau Dur“ sorgt für die Begrenzung des Drucks im Inneren des Sicherheitsbehälters, ohne dass die Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Sicherheitsbehälters geöffnet werden muss.

Die für den Kernreaktor gewählten Maßnahmen zur Begrenzung radioaktiver Freisetzungen und dauerhafter Auswirkungen auf die Umwelt berücksichtigen den Fall einer vollständigen Kernschmelze und eines Durchbruchs des Reaktorbehälters bei einem der Reaktoren des Standorts.

Die Aufrechterhaltung der Sicherheitshülle und die Begrenzung der Freisetzungen im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze werden insbesondere gewährleistet durch:

- die Isolierung des Sicherheitsbehälters,
- die Ableitung der Restleistung aus dem Sicherheitsbehälter und die Begrenzung seines Drucks durch ein „Noyau Dur“-Kühlsystem (EAS-ND),
- der Beherrschung des Wasserstoffrisikos durch passive autokatalytische Rekombinatoren (RAP),
- die Kühlung des Coriums im Falle eines Reaktorbehälterdurchbruchs, um einen Durchbruch der Fundamentplatte zu verhindern, einschließlich der erneuten Flutung des Reaktorbehälterschachts und des angrenzenden RIC-Raums nach der trockenen Ausbreitung des Coriums.

Die damit verbundenen funktionalen Maßnahmen werden im folgenden Abschnitt vorgestellt. Ergänzend tragen bestimmte, in den Abschnitten 7.3 „Stützfunktionen“ und
7.6 „Auslegung des Hartkerns hinsichtlich von Einwirkungen und deren Folgeeffekten“ tragen zur Minderung von Unfällen mit Kernschmelze bei.

7.2.3.2 Zugehörige Maßnahmen

Allgemeiner Teil – Lagerung

Die zur Minderung des Unfalls mit Kernschmelze ausgewerteten Maßnahmen des „Noyau Dur“ lauten wie folgt:

- EAS-ND (PNPP1811);
- Abfallmanagement bei Unfällen mit Kernschmelze (PNPP1541);
- Einrichtung einer Vorrichtung zur Trockenverteilung und Stabilisierung des Coriums unter Wasser (PNPP1976);
- Verstärkung der Wände zwischen dem internen Kerninstrumentierungsraum (RIC) und dem Bereich der Auffangbecken am Boden des Sicherheitsbehälters des Reaktorgebäudes (PNPP1976);
- Isolierung des Sicherheitsbehälters (eine für den „harten Kern“ durch eine Durchführung verstärkte Komponente);
- Passive autokatalytische Rekombinatoren (Änderung bereits umgesetzt);
- Notstromversorgung eines Lüftungs- und Luftfilterkreises des Kontrollraums durch das DUS über die Stromverteilung des „Noyau Dur“;
- Verbesserung der Zuverlässigkeit der Steuerung der Druckhalterventile (PNXX1721);
- Austausch der SEBIM-Ventilkörper (PNPP1595);
- Elektrische Notstromversorgung der Steuerung der Druckhalterventile durch das DUS;
- Verstärkung der Sichtfenster der Schleuse BR (PNPP1631);
- Erkennung möglicher interner Leckagen am EAS-ND-Wärmetauscher zur Überwachung der Kontaminationsfreiheit der Kaltquelle (Messung auf Basis eines mobilen Geräts, das von der

FARN) durchgeführt wurde;

- Einrichtung einer Überwachung zur Erkennung einer Coriumausbreitung im RIC-Raum (Reaktorkerninstrumentierung) und Notstromversorgung durch das DUS (Diesel-Notstromaggregat) für das Thermoelement zur Erkennung einer Coriumausbreitung im RIC-Raum (PNPE1387);
- EAS ND – Mobile Kaltquelle – Errichtung von Verankerungspfosten für die Pumpenaggregate der Kaltquelle „Noyau Dur“ (PNPP1972 und PNRL1844);
- Einrichtung einer Messstelle im Sumpf des Reaktorgebäudes (PNPE1386);
- Einbau von Natriumtetraborat-Körben in die Sumpfbecken des Reaktorgebäudes (PNPE1410). Diese

Maßnahmen sind in Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 4: Unfälle mit Kernschmelze beschrieben.

Blockspezifischer Teil 2 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais weist im Hinblick auf den „Palier“-Zustand keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderungen werden in Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 4: Unfälle mit Kernschmelze behandelt. EAS-ND.

7.3 UNTERSTÜTZENDE FUNKTIONEN

7.3.1 Notstromdiesel (DUS)

Allgemeiner Teil „Palier“

Das Notstromaggregat gehört zu den neuen SSC des „Noyau Dur“. Seine Aufgabe besteht darin, die Funktionen, die eine Stromversorgung benötigen, mit Strom zu versorgen. Der DUS ist in einem neuen Betongebäude (HDU) untergebracht. Die gesamte Anlage ist so ausgelegt, dass sie dem Erdbeben des „Noyau Dur“ (SND) standhält und vor den Gefahren des „Noyau Dur“ (Tornado, Überschwemmung, Blitzschlag) geschützt ist. Seine Nennleistung beträgt 3050 kWe netto, und EDF installiert in jedem seiner in Betrieb befindlichen Reaktoren einen solchen Generator.

Die DUS-Anlage umfasst die gesamte Ausrüstung zur Stromerzeugung und -verteilung des Gebäudes, in dem sie untergebracht ist:

- Diesel-Stromaggregat mit Hilfsaggregaten,
- Hoch- und Niederspannungs-Stromverteilung, Stromquellen und Notstrombatterien für die Steuerung und Überwachung des Stromaggregats und seiner Hilfsaggregate,
- Steuerung und Überwachung der Anlage sowie Kommunikation mit dem Reaktorblock.

Eine elektrische Verbindung zu einer gemeinsamen Blockschalttafel ermöglicht dessen permanente Klimatisierung. Das DUS startet automatisch bei Ausfall seiner permanenten Stromversorgung, um durch Eigenversorgung seine eigene Klimatisierung sicherzustellen und so seine Verfügbarkeit aufrechtzuerhalten. Es verfügt außerdem über ein Belüftungs- und Klimatisierungssystem für die Räumlichkeiten des Gebäudes.

Es sind zudem Anschlussvorrichtungen vorgesehen, um den Anschluss mobiler Einrichtungen zu ermöglichen:

- eine spezielle, vor Witterungseinflüssen geschützte Entleerungsleitung für die Brennstoffnachfüllung,
- ein elektrischer Anschlusskasten für die Verteilung einer 6,6-kV-Stromversorgung,
- eine Anschlussvorrichtung an den Startluftkreislauf des Stromaggregats, um dieses bei Bedarf durch einen mobilen Kompressor unterstützen zu können.

Die Brennstoffautonomie des DUS beträgt bei Volllast 3 Tage. Er ist für einen wartungsfreien Betrieb von mindestens 15 Tagen ausgelegt.

Diese Anordnung ermöglicht es an jedem der Reaktoren eines Standorts, im Falle eines Ausfalls aller externen und internen Stromquellen die Stromversorgung aller Anlagen des „Noyau Dur“ im Falle einer *„Noyau* Dur“-Situation sicherzustellen.

Die Einrichtung dieses DUS steht im Zusammenhang mit der Änderung PNPP1666.

Blockspezifischer Teil für Block 2 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block 2 des Kernkraftwerks Blayais weist hinsichtlich des „Palier“-Zustands keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPP1666 „Notfall-Dieselaggregat“ wurde im Block 2 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

7.3.2 Stromverteilung im Kernbereich

Generischer Teil „Palier“

Die von EDF gewählte Auslegung der elektrischen Verteilung im Kernbereich für die Ausrüstung des Kernbereichs (PNPE1068) erfüllt sowohl:

- dem in den technischen Vorschriften der ASN festgelegten Grundsatz,
- den betrieblichen Anforderungen, insbesondere hinsichtlich der Begrenzung der SOH-Auswirkungen, ohne die Zuverlässigkeit der bestehenden Stromverteilung zu beeinträchtigen.

Die mit dem DUS verbundene elektrische Architektur stellt eine der unterstützenden Funktionen für die SSC des Kernbereichs dar und erfüllt in dieser Hinsicht die Sicherheitsziele des Kernbereichs. In diesem Zusammenhang besteht die von der elektrischen Architektur gewährleistete Sicherheitsfunktion darin, die vom DUS oder durch die von der Force d’Action Rapide Nucléaire (FARN) eingesetzten Nachversorgungsmittel gelieferte Energie über eine robuste elektrische Architektur an alle SSC des „Noyau Dur“ weiterzuleiten, darunter insbesondere die Leittechnik des „Noyau Dur“ (CC ND).

Die Stromverteilung des Kernbereichs versorgt alle Stellantriebe des Kernbereichs:

- die neuen Geräte (z. B. die EAS-ND-Pumpe des Kernbereichs),
- die bestehenden Anlagen, die zum Kern gehören.

Blockspezifischer Teil von Block 2 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais weist keine Besonderheiten hinsichtlich des „Palier“-Zustands auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPE1068 Band A „Stromverteilung im Kernbereich“ wurde im Block 2 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPE1068 Band C „Austausch des Schaltschranks LLJ001CR“ wird am Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen der Phase „Ergänzungen“ der Änderungen des 4. RP 900 umgesetzt.

7.3.3 Belüftung der Elektroräume

Allgemeiner Teil Lagerbereich

Die Belüftung der Elektroräume ist erforderlich, um eine für den Betrieb der elektrischen Anlagen des „Noyau Dur“ in den bestehenden Räumen akzeptable Temperatur zu gewährleisten. Die Sicherheitsstellung „Umluftbetrieb“ der Frischluftventile wird genutzt, ebenso wie ein Eingriff des Bedienpersonals vor Ort, um diese bei hohen Außentemperaturen wieder auf „reine Frischluft“ umzustellen.

Da die bestehenden Batterien im Rahmen des „Noyau Dur“ genutzt werden, ist eine Belüftung der Batterieräume (DVE-System auf der CPY-Ebene) erforderlich, um eine Wasserstoffansammlung nach ihrer Wiederbefüllung durch das DUS zu verhindern. Die Absaugung über Kanal B ist ausreichend, um diese Funktion zu gewährleisten, ebenso wie das Offenhalten der Brandschutzklappen am Auslass von Kanal B.

Im Rahmen der Studien *„Grands* Chauds“ und der mit dem „Noyau Dur“ verbundenen thermischen Studien werden derzeit Änderungen vorgenommen, um die Effizienz der Klimatisierung der Elektroräume zu verbessern. Um beispielsweise die Abführung der von den elektrischen Anlagen (insbesondere den Niederspannungstransformatoren) abgegebenen Wärme zu verbessern, werden über den Transformatorräumen an das DVL-Netz angeschlossene Abzugshauben installiert (PNPE1070).

Darüber hinaus werden spezielle Maßnahmen zur Wärmeabfuhr geprüft, um bei Bedarf mittel- und langfristig zufriedenstellende Temperaturbedingungen in bestimmten Räumen des Elektroraums, darunter der Überlebensinsel, in „Noyau Dur“-Situationen mit einem lang anhaltenden Ausfall der normalen Kühlung (Ausfall der Kältequelle) zu gewährleisten (PNPE1459).

Die DVE-Belüftung der Batterieräume wird für das SND-Erdbeben verstärkt (PNPE1118).

Die Überlebensinsel ermöglicht die Lagerung und Aufladung von Krisenmanagementausrüstung, die in einer „Noyau Dur“-Situation nützlich sein kann. Um die Möglichkeit des elektrischen Aufladens bestimmter Krisenausrüstung zu gewährleisten, werden in der Überlebensinsel spezielle 220-V-Steckdosen installiert, die durch das DUS mit Notstrom versorgt werden (PNPE1412).

Spezifischer Teil für Block 2 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands

des Blocks Die Änderungen:

- PNPE1070 „Verbesserung der Konditionierung des DVL MT-BT“,
- PNPE1118 „Erdbebensicherung des lokalen DVE-Systems ‚Batterien‘“,

wurden am Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPE1412 „Einbau von 220-V-Steckdosen im Überlebensbereich, die über das DUS mit Notstrom versorgt werden“ wird am Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4. RP 900 umgesetzt.

Die Änderung PNPE1459 „Verbesserung der Langzeitkühlung bestimmter Räume des Elektroraums, darunter der Notfallinsel, im Falle eines Ausfalls der Kältequelle“ wird im Rahmen der Phase „Ergänzungen“ der Änderungen des 4. RP 900 im Block 2 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt.

7.3.4 Leittechnik Kernkraftwerk

Generischer Teil „Lager“

Das von EDF gewählte Konzept der Leittechnik für den Betrieb der Anlagen des „Noyau Dur“ (PNPP1688 und PNPE1073) erfüllt sowohl:

- dem in den technischen Vorschriften der ASN festgelegten Grundsatz,
- den betrieblichen Anforderungen, insbesondere hinsichtlich der Begrenzung der SOH-Auswirkungen, ohne die Zuverlässigkeit der bestehenden Leittechnik in Frage zu stellen.

Die für die Leittechnik der Anlagen des „Noyau Dur“ geltenden Bestimmungen erfüllen die Anforderungen an die Robustheit gegenüber „Noyau Dur“-Situationen und deren Auswirkungen, sofern diese relevant sind.

Die für die Anlagen des „Noyau Dur“ erforderliche Steuerungs- und Kontrolltechnik besteht aus zwei Teilsystemen:

- einem Teil, der auf der bestehenden Steuerungs- und Leittechnik aufbaut,
- einem Teil, der aus einer neuen Leittechnik besteht, die den Anforderungen des „Noyau Dur“ entspricht und mit der neu installierten Hardware verbunden ist.

Im Falle eines Ausfalls der Stromversorgung der Schaltanlagen (Quellschaltanlagen des Blocks) erfolgt die Stromversorgung der Steuerung und Regelung des „Noyau Dur“ (CC ND) über Spannungen aus den Schaltanlagen der elektrischen „Noyau Dur“-Architektur, die mit dem DUS verbunden sind.

Blockspezifischer Teil für Block 2 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais weist im Hinblick auf den Stillstandszustand keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands

des Blocks Die Änderungen:

- PNPE1073 „Bestehende Steuerung und Regelung des Kernbereichs“,
- PNPP1688 Band C „Leittechnik für den Kernbereich“,

wurden am Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPP1688 Band D „Leittechnik für den bestehenden Kern – Phase B“ wird im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4· RP 900 am Block 2 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt.

7.3.5 Wasserversorgung „Noyau Dur“

Generischer Teil „Lager“

Die Wasserquelle „Noyau Dur“ dient der Wasserversorgung des ASG-Behälters der Sekundärkühlung „Noyau Dur“ sowie der Nachspeisung der Brennelementbecken. Diese Wasserquelle „Noyau Dur“ ist robust gegen die im „Noyau Dur“ auftretenden aggressiven Stoffe ausgelegt (siehe § 7.6).

Die Architektur der Wasserquelle für den Kern (PNPP1714/PNPE1289 und PNPE1258) ist Teil der Gesamtarchitektur der Kern-Nachspeisung, die Folgendes umfasst:

- eine Wasserquelle aus einer Grundwasserentnahme oder einem Speicher, die je nach Standort bei Bedarf mit einer Pumpanlage ausgestattet ist,
- eine in den Kernkraftwerksblock integrierte Abschnittsschaltanlage, in der die zu betätigenden Ventile zusammengefasst sind,

zur Versorgung der verschiedenen Verbraucher,

- eine Versorgung sowie eine Filteranlage (falls erforderlich),
- eine Stromversorgung des Pumpsystems, die durch das DUS abgesichert ist (je nach Standort erforderlich).
- robuste unterirdische Leitungsnetze für die Wasser- und Stromversorgung der Pumpanlagen (falls erforderlich).

Die Wasserquelle für die Nachspeisung des Kernblocks muss die Versorgung des ASG-Behälters sowie des Brennstoffbeckens mit Rohwasser gemäß den folgenden Anforderungen ermöglichen:

- vorgesehene Einsatzdauer: 15 Tage ohne wartungsbedingte Unterbrechungen,
- Autonomie vor Ort: 3 Tage ohne Einsatz der FARN,
- Wasserqualität: Rohwasser (ggf. gefiltert), das mit den Betriebsmerkmalen der MPS ASG kompatibel ist und über 15 Betriebs-Tage hinweg aufbereitet wird.

Spezifischer Teil zu Block 2 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPE1258 außerhalb von Band J „Einrichtung des ASG-ND-Systems und der Festleitung zur Nachspeisung des BK-Beckens durch SEG“ wird im Block 2 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration spätestens in Phase B des 4 RP 900 vorgesehen ist.

Die Änderung PNPP1714 „Wasserquelle für die Nachspeisung des harten Kerns“ wird im Rahmen einer spezifischen Planung im Block 2 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt, wobei die Integration spätestens im Dezember 2024 erfolgen soll. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung im Hinblick auf ihre Berücksichtigung in den Kumulierungsstudien des MDTE werden spätestens bei VD4 + 2 Jahre berücksichtigt.

7.4 DIE NUKLEARE SCHNELLEEINSATZTRUPPE (FARN)

Die Nukleare Schnellreaktionskraft (FARN) ist dafür zuständig, Material und Personal bereitzustellen, um die Teams eines Kernkraftwerks bei der Bewältigung einer Krise mit der Gefahr einer Freisetzung in die Umwelt zu unterstützen.

Über die Mobilisierung der FARN entscheidet der Nationale Krisendirektor (PCD-N) im Rahmen der Auslösung eines internen Notfallplans (PUI). Die FARN wird unter dem Dach der Nationalen Krisenorganisation der EDF eingesetzt. Der Einsatzleiter vor Ort (FARN-D) leitet den Einsatz der FARN in Abstimmung mit dem lokalen Krisenstab (Entscheidungsleitstelle) und unter der Aufsicht des Kraftwerksleiters, der die Verantwortung als Kernkraftwerksbetreiber trägt.

Diese nationale Verstärkung der EDF erfolgt in Form von vier FARN-Konvois, die von den Kraftwerken Bugey, Civaux, Dampierre und Paluel aus starten. Ergänzt wird dieser Einsatz durch ein Aufklärungsteam, das vom FARN-Stab im Großraum Paris entsandt wird. Spezielle Einsatzmittel können zudem von einem nationalen Lagerstandort im Departement Oise herangeschafft werden.

Ab dem Zeitpunkt ihrer Alarmierung erreichen die FARN-Teams den Standort in weniger als 12 Stunden, und die Verstärkungsressourcen werden spätestens 24 Stunden nach ihrer Alarmierung in Betrieb genommen.

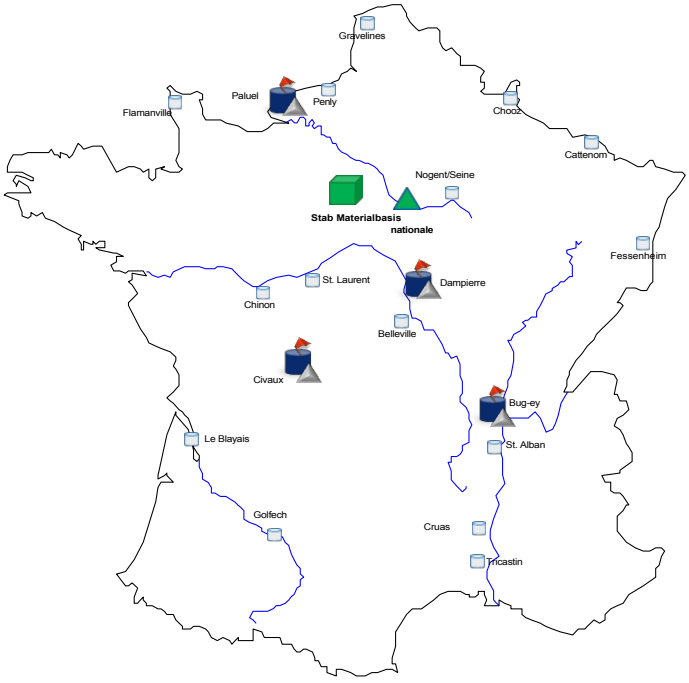
Die FARN ist so ausgelegt, dass sie gleichzeitig Unterstützungsaufgaben für sechs Reaktoren übernehmen kann. Ein Teil der FARN-Teams ist zudem in der Lage, das Schichtteam zu unterstützen und es in einer stabilisierten Situation abzulösen, bis die „Palier“-Solidarität (Verstärkung durch Betriebspersonal eines anderen

Kraftwerks derselben Baureihe). Die FARN kann zudem Umweltüberwachungsstationen mit Satellitenübertragung einsetzen.

Die Unterstützungsaufgaben für den „Noyau Dur“ umfassen:

- die Nachfüllung von Kraftstoff und Öl für die Notstromdiesel (DUS) und den Stromgenerator des lokalen Krisenzentrums (CCL) ab dem dritten Tag,
- die Wasserauffüllung der Wasserreserve des „Noyau Dur“ (PNPP1714/PNPE1289 und PNPE1258, vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7 – § 7.2.2.2):
  - ab dem dritten Tag, wenn es sich um einen neuen Speicher handelt oder wenn die „Noyau Dur“-Ergänzung ganz oder teilweise ersetzt wird (PNPP1714/PNPE1289 und PNPE1258, vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7 – § 7.2.2.2),
  - frühestens 3 Tage nach Beginn des Übergangs, wenn die Wasserquelle für die „Noyau Dur“-Nachspeisung aus einem Grundwasserbrunnen besteht,
- die Druckluftzufuhr für den SAR-Kreislauf vor Ablauf von 36 Stunden,
- die Anlieferung und Inbetriebnahme der „Source Froide Noyau Dur“ (SF-ND) zur Kühlung der EAS-ND- oder PTR-bis-Anlagen,
- die Anreise der lokalen Teams zum Kraftwerk im Isolationszustand,
- die Unterstützung der Teams vor Ort bei der Einrichtung und Überwachung der MLC (lokale Krisenmaßnahmen).

Die FARN-Ressourcen verteilen sich auf vier regionale Stützpunkte (Bugey, Civaux, Dampierre, Paluel), ein nationales Materiallager (in St. Leu d’Esserent im Departement Oise) und einen Stab im Großraum Paris.



Aufteilung der FARN

Ein regionaler FARN-Dienst umfasst etwa 70 Einsatzkräfte, darunter 14 Einsatzkräfte, die jede Woche Bereitschaftsdienst leisten. Jeder regionale Dienst verfügt über die gleiche Ausrüstung.

Die FARN ist so ausgelegt, dass sie in den ersten 72 Stunden völlig autonom agieren kann. In ihrem Einsatzplan sieht

die FARN eine Zusammenführung der Ressourcen an einem Stützpunkt

(die bereits in den ersten Stunden der Krise festgelegt wird), die sich in einem Umkreis von 20 bis 30 km um das Kraftwerk befindet. Die Zuverlässigkeit der operativen Reaktion der FARN beruht auf vier Säulen:

- einsatztaugliche, robuste und einfach zu bedienende Ausrüstung,
- Kompetenzen, die auf Einsätze unter schwierigen Bedingungen zugeschnitten sind,
- robuste Methoden, die eine Anpassung an die jeweiligen Situationen ermöglichen,
- regelmäßige Schulungen zur Beherrschung der Methoden und Werkzeuge.

Die Einsatzmethoden der FARN legen den Schwerpunkt auf die Anpassungsfähigkeit der Teams an verschiedene Einsatzszenarien: Zerstörung der Infrastruktur und Isolierung des Standorts, teilweise oder vollständige Nichtverfügbarkeit lokaler Teams sowie radiologische und chemische Risiken.

Um diesen Anforderungen gerecht zu werden, wird bei der Auswahl der mobilen Ausrüstung Wert auf robuste und ausdauerfähige Geräte gelegt, wobei die gesamte damit verbundene Logistik (Transport, Nachschub) berücksichtigt wird. Die Ausrüstung muss so standardisiert wie möglich, leicht austauschbar und einfach einzusetzen sein. Sie muss für den Transport auf der Straße, auf dem Luftweg und per Binnenschiff geeignet sein. Auch die Interoperabilität mit anderen Akteuren im Krisenfall (Feuerwehr, Zivilschutz, Militär) wird angestrebt.

Die Mehrheit der FARN-Teammitglieder übt in ihrem Stammkraftwerk zusätzlich einen anderen Beruf aus (Anlagenführung, Instandhaltung, Logistik, Strahlenschutz …). Nach einer sechswöchigen Grundausbildung widmen sie ihrer Tätigkeit bei der FARN 20 Wochen pro Jahr. Diese Tätigkeit umfasst die Aufrechterhaltung der Betriebsbereitschaft der Ausrüstung, regelmäßiges Training sowie mehrere umfassende Situationsübungen pro Jahr.

Die so definierte und aufgebaute FARN-Organisation ist bei EDF seit Ende 2015 voll einsatzfähig.

7.5 LOKALES KRISENZENTRUM

Allgemeiner Teil „Ebene“

Das Ziel des Lokalen Krisenzentrums (CCL) besteht darin, dem Betreiber des Kernkraftwerks die langfristige Bewältigung einer schweren Krise (insbesondere eines Krisenmanagements, das mehrere Reaktoren betrifft) zu ermöglichen. Es gewährleistet im Krisenfall eine angemessene Erreichbarkeit, Autonomie und Bewohnbarkeit und ist so ausgelegt, dass es den für den „harten Kern“ festgelegten externen Einwirkungen standhält.

Das CCL schützt seine Nutzer vor radioaktiver Strahlung von außen und innen (Kontamination). Zu diesem Zweck verfügt das CCL über einen baulichen passiven Schutz, der auf der Grundlage der maximalen Strahlungswerte außerhalb des Standorts ausgelegt ist, sowie über eine Filteranlage, die den Gehalt an Kontaminations- und Strahlungsquellen im Falle einer Freisetzung infolge eines Unfalls mit vollständiger Kernschmelze in einem Reaktorblock des Standorts reduziert. Das CCL verfügt über einen Dekontaminationsbereich. Die Modalitäten für die Behandlung von Abwässern und Abfällen (kontaminiert oder nicht) ermöglichen eine Anpassung an die äußere Situation, insbesondere um die dosimetrischen Bedingungen im Inneren nicht zu verschlechtern, falls die äußere Umgebung besonders stark kontaminiert sein sollte.

Das CCL ist zudem so ausgelegt, dass es seine Bewohner vor chemischen Gefahren schützt.

Das CCL verfügt über eine zentrale Überwachung aller für das Krisenmanagement erforderlichen Informationen aus allen Blöcken des Standorts. Die Weiterleitung der Informationen aus den Blöcken erfolgt automatisch. Organisatorische Vorkehrungen ermöglichen die Weiterleitung der für das Krisenmanagement relevanten Daten, falls die Informationsübermittlung nicht mehr gewährleistet sein sollte (insbesondere durch diversifizierte drahtgebundene oder satellitengestützte Telekommunikationsmittel oder sogar durch autonome Telekommunikationsmittel wie Satellitentelefone).

Das CCL verfügt über eine autonome Stromversorgung, die durch ein Notstromaggregat (GES) und Batterien gewährleistet wird. Ohne jeglichen Eingriff vor Ort beträgt die Autonomie des Aggregats bei Volllast 72 Stunden (Kraftstoff, Schmiermittel). Darüber hinaus erfolgt die Nachfüllung bei Bedarf durch die FARN.

Konstruktionsbedingt ist die Einsatzdauer des NNS ohne Wartungsarbeiten, die eine Abschaltung des Aggregats erfordern, auf 15 Tage festgelegt. Das CCL verfügt über einen Anschluss („Plug"), über den die FARN die für die Stromversorgung des CCL erforderlichen Geräte von außen anschließen kann.

Spezifischer Teil zu Block 2 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Das Risiko durch das Vorhandensein einer Fluorwasserstoffwolke aufgrund der industriellen Umgebung wird wie folgt berücksichtigt:

- Kein Ein- und Ausgang von Personal aus dem CCL, solange die Wolke besteht (gemäß dem PUI für toxische Stoffe);
- Umschaltung in den „Containment"-Modus (statische Abschottung des Gebäudes ohne Luftaustausch) für die Dauer des Vorfalls (in der Größenordnung von einer Stunde), wobei die Aktivierung dieses „*Containment*"-Modus durch einen Befehl erfolgt, der vom Alarmempfänger (entweder vom Hauptzugangsposten oder von der zentralen Schutzzentrale) ausgelöst wird.

Bilanz zum Zustand des Blocks

Die Bauarbeiten am CCL von Blayais sind Gegenstand folgender Änderungen:

- PNPP1770 „Lokales Krisenzentrum Blayais",
- PNPP1683 „Weiterleitung von Blockinformationen an das lokale Krisenzentrum".

Sie werden im Rahmen einer spezifischen Planung am Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt, wobei die Integration spätestens bis Ende 2026 vorgesehen ist.

7.6 AUSLEGUNG DES HARTE KERNES GEGENÜBER EINWIRKUNGEN UND IHREN FOLGEN

Der Kernbereich muss für extreme Einwirkungen ausgelegt sein (d. h. deren Schweregrad den im Sicherheitsreferenzrahmen der Anlagen berücksichtigten deutlich übersteigt), die als Einwirkungen auf den Kernbereich bezeichnet werden. In den folgenden Abschnitten werden die bei der Auslegung berücksichtigten Einwirkungen sowie deren Merkmale und die entsprechenden Schutzmaßnahmen aufgeführt.

Die berücksichtigten extremen natürlichen äußeren Einwirkungen sind Erdbeben, Überschwemmungen und Tornados.

7.6.1 Erdbeben – „Noyau Dur"

Allgemeiner Teil – Lagerung

❖ **Das Risiko**

Das für den Kern zu berücksichtigende extreme Erdbebenniveau ist in den technischen Vorschriften ECS-ND7 der Entscheidungen Nr. 2014-DC-0395, 0398, 0401, 0402, 0406, 0398, 0401, 0402, 0406, 0411 und 0412 der französischen Atomaufsichtsbehörde vom 21. Januar 2014, die jeweils für die Standorte Blayais, Chinon, Cruas, Dampierre, Gravelines, St. Laurent und Tricastin gelten:

„Die bei den Sicherheitskriterien (SSC) des Kernbereichs zu berücksichtigende Erdbebengefährdung, die durch ein Antwortspektrum definiert ist, muss:

- *die Hüllkurve des standortspezifischen Sicherheits-Erdbebens (SMS) bilden, erhöht um 50 %,*
- *die Hüllkurve der probabilistisch definierten Standortspektren mit einer Wiederkehrperiode von 20.000 Jahren bilden,*
- *bei seiner Definition die besonderen Standortbedingungen und insbesondere die Bodenbeschaffenheit berücksichtigen."*

Die so definierten Spektren werden als „SND" (Kernbereichs-Erdbeben) bezeichnet. Diese seismischen Spektren haben das

Ziel, erhebliche Sicherheitsmargen gegenüber dem erhöhten Sicherheitsbeben (SMS) zu gewährleisten.

❖ **Nachweisverfahren und durchgeführte Verstärkungsmaßnahmen**

Wenn das SND das seismische Bemessungsniveau überschreitet, werden die bestehenden SSC anhand von Leitfäden zur Erdbebensicherheit entsprechend den Materialgruppen auf ihre Robustheit gegenüber dem „Séisme Noyau Dur“ (SND) des betreffenden Standorts überprüft und bei Bedarf verstärkt.

Die Ermittlung der SSC, die Verstärkungen erfordern, um die Robustheit gegenüber dem von EDF in Anwendung der Vorschrift [ECS-ND7] definierten Erdbebenrisikoniveaus zu gewährleisten, entspricht der technischen Vorschrift [AGR-F-I], die von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassen wurde.

Sollten Verstärkungen bestehender sicherheitsrelevanter Komponenten erforderlich sein, werden die Änderungen im Rahmen der Vorschrift [AGR-F-II] integriert. Diese Änderungen sind im Abschnitt *„Besonderheiten des Blocks“* aufgeführt.

EDF hat als Reaktion auf die Vorschrift [AGR-F-III] ergänzende Studien durchgeführt und eine Liste der zu verstärkenden SSC erstellt, um höheren seismischen Gefährdungsniveaus als dem SND gerecht zu werden und dabei die Unsicherheiten bei der Bestimmung der Extremgefahren sowie mögliche standortspezifische Auswirkungen zu berücksichtigen. Diese Verstärkungen werden nach einem noch festzulegenden Zeitplan durchgeführt.

Für die neuen sicherheitsrelevanten Komponenten des Kerns, die Gegenstand gesonderter Projekte sind, wird ein gegenüber dem *„SND“*-Spektrum erhöhtes Spektrum zugrunde gelegt.

Spezifischer Teil zu Block 2 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Das Erdbebenniveau für Blayais wurde gemäß der technischen Vorschrift ECS-ND7 der Entscheidung Nr. 2014-DC-00395 festgelegt. Daher werden Robustheitsstudien erstellt, um die Beständigkeit der sicherheitsrelevanten Komponenten des Kernbereichs gegenüber einem SND-Erdbeben nachzuweisen.

Nach Abschluss der Studien zur seismischen Robustheit auf SND-Niveau führt EDF folgende Verstärkungsmaßnahmen am Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais durch:

- Erdbebensicherheit (SND) und Tornadosicherheit der Belüftungssysteme des Kernbereichs (PNPE1358),
- Erdbebensicherheit der Rohrleitungen gemäß SND (PNPE1332),
- SND-Beständigkeit von elektrischen Geräten und Steuerungs- und Regelungssystemen (PNPE1357),
- Störfestigkeit der Messtechnik gegenüber SND (PNPE1478),
- Stabilität der Kabeltrassen gegenüber SND (PNPE1285),
- Verstärkung des Hauptprimärkreislaufs und des Hauptsekundärkreislaufs im Falle eines SND (PNPE1333),
- Stabilität mehrerer Messketten gegenüber SND, die für den Betrieb im Hard-Core-Zustand erforderlich oder nützlich sind, mit Weiterleitung in den Kontrollraum, wie z. B. die Messungen der Beckenfüllstände (PNPE1128, PNPP1824, PNPP1907), Messungen zur Wirksamkeit der Hochdruckborierung (PNPE1298), eine spezifische Füllstandsmessung in den BR-Sammelbecken (PNPE1386), Messungen, die einen Ausfall der Sicherheitskaltquelle anzeigen (PNPE1305), sowie Messungen, die die Erkennung eines signifikanten Erdbebens und die automatische Abschaltung des Reaktors bei einem signifikanten Erdbeben ermöglichen (PNPE1115),
- RRB-Trassierung und Austausch der Füllstandsmessungen der PTR-Abdeckung (PNPE1336),
- Verbesserung der elektrischen Isolierung zwischen der Polaritätseinheit und den TOR-Eingängen des KIT (PNPP1925).

Bilanz zum Zustand des Blocks

Die Änderung PNPP1907 außerhalb des Bandes N „PTR bis“ wurde am Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

Die Änderungen:

- PNPE1115 „Automatischer Reaktorabschaltbefehl bei Erdbeben und Meldung eines signifikanten Erdbebens, robust gegenüber einem Kernerdbeben“,
- PNPE1128 „Alles-oder-Nichts-Füllstandsmessungen im Reaktorbecken“,
- PNPE1285 „Erdbebensicherheit der Kabeltrassen bei einem ND-Erdbeben“,
- PNPE1298 „Robustheit gegenüber einem Kernerdbeben der Informationen zur Wirksamkeit der Hochdruckborierung“,
- PNPE1305 „Einrichtung einer gegen Erdbeben im Kernbereich robusten Erkennung einer H1-Situation“,
- PNPE1336 „RRB-Trassierung und Austausch der Füllstandsmessungen der PTR-Abdeckung“,
- PNPE1332 „Erdbebensicherheit ND von Rohrleitungen“,
- PNPE1357 „Erdbebensicherheit (ND) der elektrischen Ausrüstung und der Steuerungs- und Kontrollsysteme“,
- PNPE1358 „Beständigkeit der Belüftungssysteme des Kernbereichs gegen SND und Tornados“,
- PNPE1478 „SND-Resilienz der Messtechnik“,
- PNPP1824 „Hinzufügung einer analogen Füllstandsmesskette für das BK-Brennstoffbecken“,
- PNPP1925 „Verbesserung der elektrischen Isolierung zwischen der Polaritätseinheit und den digitalen Eingängen des KIT (zentrale Informationsverarbeitung)“,

werden im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4. RP 900 im Block 2 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt.

Die Änderung PNPP1907 Band N „Beseitigung des Problems der Blasenbildung im BK-Becken“ wird im Block 2 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration spätestens in Phase B des 4. RP 900 vorgesehen ist.

Die Änderung PNPE1333 „Erdbebensicherung des Hauptprimärkreislaufs, des Hauptsekundärkreislaufs und der DRR-Halterung“ wird am Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen eines spezifischen Zeitplans umgesetzt, wobei die Integration spätestens in Phase B des 4. RP 900 vorgesehen ist.

Die Änderung PNPE1386 „Einrichtung einer Messstelle im Reaktorgebäude“ wird am Block 2 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen der Phase „Ergänzungen“ der Änderungen des 4. RP 900 umgesetzt.

7.6.2 Externe Überflutung – harter Kern

Generischer Teil – Ebene

❖ **Das Ereignis**

Es werden zwei Arten von externen Überschwemmungen berücksichtigt:

- externe Überschwemmungen im Zusammenhang mit dem Anstieg des Wasserstands der Kühlwasserquelle,
- Überschwemmungen durch direktes Überlaufen auf die Plattform infolge starker Regenfälle oder infolge des Versagens von Wasserbauwerken auf der Plattform (im Rahmen der durch das Erdbeben verursachten Auswirkungen).

Externe Überschwemmungen im Zusammenhang mit dem Anstieg des Wasserstands der Kaltquelle

Bei externen Überschwemmungen im Zusammenhang mit dem Anstieg des Wasserstands der Kaltquelle werden für die Dimensionierung der Schutzmaßnahmen der SSC des Kernbereichs folgende Situationen berücksichtigt:

- Hochwasser, dessen Abfluss um 30 % über dem des erhöhten Jahrtausendhochwassers liegt,
- extremer Meeresspiegel für Standorte an der Küste, der sich aus einer pauschalen Erhöhung des gemäß dem ASN-Leitfaden Nr. 13 ermittelten Referenzpegels ergibt, unter Berücksichtigung der Auswirkungen eines hundertjährigen Seegangs, der auf den so erhaltenen statischen Pegel übertragen wird,
- Auswirkungen eines Erdbebens der Stufe SND auf die an den Standort angrenzenden Kanaldämme (Sonderfall des Kernkraftwerks Tricastin),
- mehrfache Dammbrüche stromaufwärts des Standorts infolge eines Erdbebens für die betroffenen Flussstandorte.

Überschwemmungen durch direktes Überlaufen auf die Plattform

Bei Überschwemmungen durch direktes Überlaufen auf die Plattform werden für die Dimensionierung der Schutzmaßnahmen der SSC des „Noyau Dur“ folgende Situationen berücksichtigt:

- Starkregenereignisse (PFI), deren Intensität doppelt so hoch ist wie die im Referenzsystem berücksichtigten PFI mit einer Wiederkehrperiode von 100 Jahren,
- Starkregenereignisse in Verbindung mit einer vollständigen Verstopfung der Gullys des Regenwasserableitungsnetzes,
- durch ein Erdbeben ausgelöste Überschwemmung, die über die Vorgaben des Referenzrahmens hinausgeht und zum Einsturz von Wasserbauwerken auf dem Gelände führt.

❖ **Naturereignisse im Zusammenhang mit der Überschwemmung**

Extremer Wind

Die Winde, die mit externen Überschwemmungssituationen des „Noyau Dur“ durch einen Anstieg des Wasserstands der Kaltwasserquelle (ohne Flusshochwasser) oder durch direktes Überlaufen auf die Plattform einhergehen, gelten im stationären Zustand als laminar. Sie sind regionaler Natur und dauern einige Stunden an, wobei die Windgeschwindigkeiten in der Spitze einen Wert von 200 km/h erreichen können.

In der Praxis kann sich die Überprüfung der Sicherheitsanforderungen des „Noyau Dur“ hinsichtlich extremer Winde durch Entkopplung auf die für das Tornado-Risiko durchgeführte Überprüfung stützen.

Blitzschlag

Für alle Standorte werden die Funktionen des „Noyau Dur“ unter Berücksichtigung eines extremen Blitzrisikos mit folgenden Merkmalen überprüft:

Diese Werte beinhalten erhebliche Sicherheitsmargen im Vergleich zu den aktuellen Normen.

Der gewählte maximale Strom von 300 kA umfasst eine erhebliche Sicherheitsmarge von 50 % gegenüber dem höchsten Wert, für den die Normen NF EN 62305-3 und 62305-4 die Schutzmaßnahmen dimensionieren (200 kA).

Hagel

Für alle Standorte werden die Funktionen des „Noyau Dur“ unter Berücksichtigung eines Hagelrisikos mit den folgenden Merkmalen überprüft, und gegebenenfalls werden Änderungen vorgenommen:

- Durchmesser: 50 mm;
- Geschwindigkeit: 32 m/s;

- Dichte: in der Größenordnung von 0,9 g/cm³.

❖ **Umgesetzte Schutzmaßnahmen**

Gebäude, in denen sich SSC des Kernbereichs befinden, sind geschützt:

- vor Überschwemmung durch Überlaufen auf die Plattform durch den unteren Nahschutz,
- vor einer Überflutung durch einen Anstieg der Kaltquelle:
  - entweder durch einen strengen Personenschutz, der die Gebäude schützt,
  - entweder durch einen hohen Nahschutz, der die Gebäude schützt,

Niedriger Nahschutz

Der niedrige Nahschutz (PNPP1675) besteht darin, die Öffnungen im Oberbau des Kernkraftwerksblocks und der Pumpstationen, die unterhalb der festgelegten Entkopplungsebenen liegen, durch das Abdichten der Durchführungen und das Anbringen von Schwellen und Spundwänden an den Türen zu schützen.

Da Ereignisse, die zu einem Überlaufen auf die Plattform führen, nicht vorhersehbar sind, sind Schutzvorrichtungen, die ein massives Eindringen von Wasser durch Überlaufen von der Plattform in die Gebäude mit SCC „Noyau Dur“, die Dieselräume und die Pumpstation verhindern sollen, um das Risiko eines Ausfalls der Kühlquelle und der Stromquellen („H1/H3“) zu vermeiden, daher ständig vorhanden.

Nahschutz der Stufe „Hoch“

Der hochgradige Nahschutz stützt sich infrastrukturell auf den volumetrischen Schutz (PV) außerhalb der Pumpstation und der Dieselgebäude. Er besteht zum einen darin, den Umfang des Kernkraftwerksblocks im Bereich des volumetrischen Schutzes außerhalb der Dieselräume in der Überbauung abzudichten, und zum anderen darin, die neuen Schnittstellen in der Infrastruktur zwischen dem Umfang des Kernkraftwerksblocks im Bereich des volumetrischen Schutzes außerhalb der Dieselräume und den anderen Gebäuden und Stollen des volumetrischen Schutzes durch den Einbau von Dammwänden und wasserdichten Toren abzudichten.

Die Phänomene, die zu einem Anstieg der Kaltquelle führen, sind vorhersehbar. Die Schutzvorrichtungen, die ein massives Eindringen von Wasser in den auf den „Noyau Dur“-Umfang des Kerninsels begrenzten Raum des Druckbehälters verhindern sollen, stehen in unmittelbarer Nähe der Installationsbereiche zur Verfügung und sind so konzipiert, dass sie schnell und ohne schwere Hebezeuge eingesetzt werden können.

Die Umsetzung dieser Schutzmaßnahmen wird im Abschnitt über die spezifischen Blockstudien dargestellt, da sie standortabhängig sind.

Peripherieschutz

Die Analyse des peripheren Schutzes und die sich daraus ergebenden möglichen Änderungen werden im Abschnitt über die spezifischen Blockstudien dargestellt, da sie standortabhängig sind.

Deiche an Standorten am Flussufer

Um ein Überlaufen der Kühlwasserquelle abzudecken, das durch ein Erdbeben verursacht werden könnte, das die Auslegungsgrenzen überschreitet, wurden für die Standorte *„am* Flussufer“ ergänzende Untersuchungen durchgeführt:

- um die Erdbebensicherheit der Deiche an Standorten an Kanalufern zu bestimmen, deren Höhe über dem Niveau der Plattform liegt (wie im Fall des Standorts Tricastin).
- um die Auswirkungen mehrerer Dammbrüche zu analysieren (die sich entweder im selben Tal oder in parallelen Tälern stromaufwärts des Standorts befinden).

Die Ergebnisse der Studien und die sich daraus ergebenden möglichen Änderungen werden im Abschnitt über die blockbezogenen Studien dargestellt, da sie standortabhängig sind.

Block-spezifischer Teil 2 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

- Peripherer Schutz:

Für das Kernkraftwerk Blayais: der durch die Änderung PNPP1944 Band A erhöhte Perimeterschutz auf der Sumpfseite, die Erhöhung der Pumpstation gemäß PNPP1944 Band B und die Abdichtung der Wellen der Filtertrommeln gemäß PNPE1213 sowie die künftige Verstärkung der Wellenbrecherwand an der Gironde-Fronte gemäß PNPE1280 dem Ziel, die Gebäude, in denen sich die SSC Noyau Dur befinden, vor dem Überlaufen der Kaltwasserquelle zu schützen.

- Niedriger Nahschutz:

Für das Kernkraftwerk Blayais ermöglicht der volumetrische Schutz, ergänzt durch den unteren Nahschutz (PNPP1675) im Überbau, die Bewältigung der für den „Noyau Dur“ vorgesehenen Szenarien (Überlaufen auf die Plattform).

- Hoher Nahschutz:

Das Kernkraftwerk Blayais ist aufgrund der Dimensionierung des peripheren Schutzes nicht vom hohen Nahschutz betroffen.

Zusammenfassung des Zustands

des Reaktorblocks Änderungen:

- PNPP1675 „Schutzmaßnahmen gegen extreme Überschwemmungen durch direktes Überlaufen auf die Plattform“,
- PNPP1944 „Erhöhung des peripheren Hochwasserschutzes gegen externe Hochwasser im Blayais“,
- PNPE1213 „Abdichtung der Antriebswelle der Filtertrommel“,

wurden am Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPE1280 „Erhöhung der Wellenbrecherwand“ wird am Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration spätestens im Dezember 2027 vorgesehen ist.

7.6.3 Tornado „Noyau Dur“

Allgemeiner Teil „Lagerung“

❖ **Das Risiko**

Die Bewertung des Gefahrenpotenzials stützt sich auf einen Ansatz, der auf den Erfahrungen mit in Frankreich beobachteten Tornados basiert. Dieser Ansatz führt zu folgender Festlegung:

- einen Tornado der Intensität EF3 auf der Enhanced-Fujita-Skala (EF) an den Standorten Blayais, Chinon, Saint-Laurent, Dampierre, Tricastin und Cruas;
- einen Tornado der Intensität EF4 für Standorte in Gebieten, die durch ein REX gekennzeichnet sind, in dem ein Tornado der Intensität EF5 oder mehrere Tornados der Intensität EF4 in einem Umkreis von 50 km beobachtet wurden. Der einzige betroffene Standort des Kraftwerks „Palier 900 MWe“ ist Gravelines.

❖ **Umgesetzte Schutzmaßnahmen**

Die Änderungen sind spezifisch für jede der zu schützenden Anlagen oder zu verstärkenden Bauwerke

(PTR-Planen, bestimmte für die Versorgung der ASG-Plane erforderliche Ausrüstung, bestimmte Öffnungen im Tiefbau usw.).

Die von EDF im Hinblick auf den Tornado „Noyau Dur“ vorgesehenen Schutzmaßnahmen (nicht erschöpfende Liste) umfassen Metallbleche, Gitterroste, Netze und Stahlkonstruktionen (PNPE1119). EDF führt außerdem eine Änderung durch, die die Tornado-Beständigkeit der Lüftungskanäle gewährleistet (PNPE1358), sowie eine Änderung, die verhindert, dass nicht auf dem Dach der DUS befestigte Ausrüstungsgegenstände im Falle eines Referenz-Tornados und eines „Noyau Dur“-Tornados zu Gefahrenquellen für die EIPS auf dem Dach der DUS werden (PNPE1481).

Spezifischer Teil zu Block 2 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands

des Blocks Die Änderungen:

- PNPE1119 „Passiver Schutz des Reaktorkomplexes vor Tornados und Austausch der sogenannten VVP-Abluftkanäle der Gruppe 1“,
- PNPE1358 „Widerstandsfähigkeit der Belüftungssysteme des Kernbereichs gegenüber SND und Tornados“,
- PNPE1481 „Maßnahmen an nicht befestigten Elementen auf dem Dach des DUS“,

werden im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4. RP 900 am Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt.

7.6.4 Auswirkungen natürlicher Phänomene auf den Standort, die über die Auslegung hinausgehen

Allgemeiner Teil – Lagerung

Der „Noyau Dur“ muss robust gegenüber den potenziell induzierten Auswirkungen sein, die sich aus den berücksichtigten Einwirkungen auf den „Noyau Dur“ ergeben: Die potenziell induzierten Auswirkungen durch den Ausfall von nicht zum „Noyau Dur“ gehörenden Anlagen infolge eines der berücksichtigten Naturphänomene dürfen die Funktionen des „Noyau Dur“ nicht beeinträchtigen.

Die berücksichtigten Auswirkungen sind folgende Phänomene:

- Laststurz,
- Stöße von anderen Bauteilen und Strukturen,
- direkte Spülung von Hochdruckrohrleitungen,
- Überschwemmung,
- Explosion,
- Brand.

Der zur Überprüfung der Robustheit des „Noyau Dur“ gegenüber induzierten Auswirkungen angewandte Ansatz ist pragmatisch, stützt sich auf realistische, der Herausforderung angepasste Methoden und Annahmen und zielt darauf ab, die Analysebemühungen auf die Hauptrisiken zu konzentrieren.

Das vorrangige Ziel ist die Vermeidung von Sekundäreffekten, die die Erfüllung der Kernfunktionen gefährden könnten. Der Umfang des Ansatzes wird durch eine Reihe von grundlegenden Annahmen definiert, die als Leitlinien für die Überprüfung dienen:

- auf die Integrität von Systemen oder Komponenten außerhalb des Kernbereichs, die eine Flüssigkeit enthalten,
- auf die Stabilität von nicht zum „Noyau Dur“ gehörenden Anlagen, die im Falle eines Ausfalls infolge einer Einwirkung

des „Noyau Dur“ (Erdbeben, Überschwemmung oder Tornado) direkt die Fähigkeit eines Ziels des „Noyau Dur“ beeinträchtigen könnten, seine Funktion zu erfüllen.

Wird ein Risiko einer Beschädigung der SSC des Kernbereichs festgestellt, das die Erfüllung der Ziele des Kernbereichs gefährden könnte, werden Maßnahmen ergriffen, um dieses Risiko zu beseitigen (Verstärkung oder Verlagerung der Quellen induzierter Auswirkungen oder sogar Verlagerung der gefährdeten Ausrüstung des Kernbereichs) oder den Kernbereich vor den befürchteten physikalischen Phänomenen zu schützen. Zur Begründung der Maßnahmen können insbesondere probabilistische Analysen herangezogen werden.

Nach der Analyse der potenziell durch Angriffe auf den Kernbereich induzierten Auswirkungen führt EDF eine Robustheitsverbesserung am SND der Polbrücke des Reaktorgebäudes durch (PNPP1898). EDF verstärkt zudem den Schutz bestimmter mechanischer Anlagen vor induzierten Auswirkungen (PNRL1917 und PNPE1395).

Spezifischer Teil zu Block 2 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block 2 des Kernkraftwerks Blayais ist von der Änderung PNRL1917 „Änderungen zur Berücksichtigung induzierter Auswirkungen auf mechanische Anlagen“ nicht betroffen. Diese Änderung sieht die Entfernung einer Trennwand vor, die im Rahmen der Behebung einer lokalen Konformitätsabweichung entfernt wurde, wodurch die Ziele der Berücksichtigung induzierter Effekte auf mechanische Anlagen bereits vor dem vorgesehenen Stichtag der Änderung PNRL1917 (Dezember 2029) erfüllt wurden.

Bilanz zum Zustand des Blocks

Die Änderung PNPP1898 „Robustheit SND – BR-Polbrücken“ wurde am Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPE1395 „Änderungen zur Berücksichtigung der Auswirkungen auf mechanische Ausrüstungen “ wird im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4. RP 900 im Block 2 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt.

7.7 FAZIT

Die nach dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima erfolgte Einführung eines „harten Kerns“ aus materiellen und organisatorischen Maßnahmen stärkt die Robustheit der Anlagen der Baureihe CPY gegenüber Extremsituationen, die potenziell aus einem externen Angriff auf den „harten Kern“ resultieren könnten.

Die zur Dimensionierung dieser Maßnahmen herangezogenen Naturgefahrenstufen berücksichtigen die nationalen und internationalen Betriebserfahrungen (REX), den Wissensstand sowie die Anwendung der besten verfügbaren Praktiken.

Die von EDF getroffenen dauerhaften „Noyau Dur“-Maßnahmen entsprechen den technischen Vorschriften der ASN aus dem Jahr 2014 sowie den von der ASN auf der Grundlage der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschriften. Sie ermöglichen es, massive radioaktive Freisetzungen und dauerhafte Auswirkungen auf die Umwelt in den betrachteten Situationen zu verhindern oder zu begrenzen. Sie ermöglichen es dem Betreiber, die ihm im Krisenmanagement obliegenden Aufgaben zu erfüllen.

Die materiellen Bestimmungen des „Noyau Dur“ sind wichtige Elemente für den Schutz der Interessen. Sie unterliegen Anforderungen hinsichtlich Auslegung, Herstellung, Installation, Überwachbarkeit im Betrieb sowie Betrieb während der gesamten Lebensdauer der Anlage.

Die „Noyau Dur“-Maßnahmen werden von EDF parallel zur vierten periodischen Überprüfung umgesetzt. Diese Maßnahmen werden im Rahmen der Neubewertung berücksichtigt (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitte 1 bis 4) und tragen somit zur Erreichung der Ziele der Überprüfung bei.

TEIL II – NACHTEILE

INHALTSVERZEICHNIS VON TEIL II

KAPITEL 1: KONFORMITÄT KAPITEL 2:

NEUBEWERTUNG

KAPITEL 1: KONFORMITÄT

1 BEURTEILUNG DER SITUATION DER ANLAGE IM HINBLICK AUF DIE FÜR IHN GELTENDE REGELN 250
1.1 LAGE UND AUFBAU DER ANLAGE 250
1.1.1 Die Anlage und die Beherrschung von Störungen 250
1.1.2 Einhaltung der Vorschriften 257
1.2 ZUSAMMENFASSUNG DER IM BETRIEB GESAMMELTEN ERFAHRUNGEN 262
1.2.1 Analyse wesentlicher Ereignisse 262
1.2.2 Übereinstimmung der EIPi mit den festgelegten Anforderungen 268
1.2.3 Bewältigung von Nachteilen beim Schutz der Interessen 270
1.2.3.2 Bilanz der Abwasserableitungen 272
1.2.3.3 Bilanz der Wärmeeinleitungen 285
1.2.3.4 Abfallbilanz 287
1.2.3.5 Belästigungen 298
1.3 FAZIT 299

1 BEURTEILUNG DER SITUATION DER ANLAGE IM HINBLICK AUF DIE FÜR SIE GELTENDEN VORSCHRIFTEN

1.1 LAGE UND ORGANISATION DER ANLAGE

1.1.1 Die Installation und die Bewältigung der Nachteile

1.1.1.1 Vorstellung der Anlage

Das Kernkraftwerk Blayais (CNPE) liegt auf halbem Weg zwischen Bordeaux und Royan auf dem Gebiet der Gemeinde Braud-et-Saint-Louis im Département Gironde (33) in der Region Nouvelle-Aquitaine (siehe Abbildung 1).

Es liegt inmitten eines 6.000 Hektar großen Sumpfgebiets und erstreckt sich über eine Fläche von 78 Hektar am rechten Ufer der Gironde.

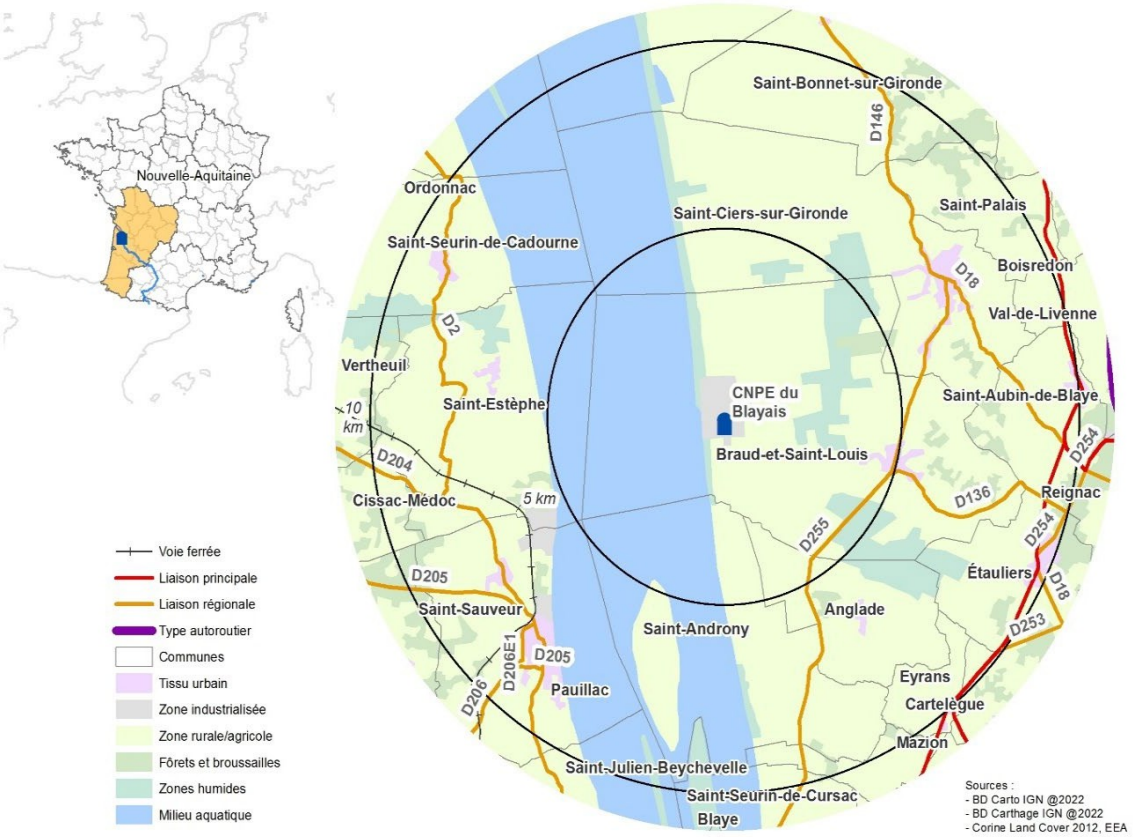


Abbildung 1: Lage des Kernkraftwerks Blayais

Das Kernkraftwerk Blayais umfasst zwei Kernkraftwerksanlagen (INB):

- die INB Nr. 86, bestehend aus zwei gekoppelten Druckwasserreaktoren (REP) (Reaktoren Nr. 1 und Nr. 2) mit einer elektrischen Leistung von jeweils 900 MWe;
- die INB Nr. 110, bestehend aus zwei gekoppelten Druckwasserreaktoren (REP) (Reaktoren Nr. 3 und Nr. 4) mit einer elektrischen Leistung von jeweils 900 MWe.

Die vier Reaktoren werden im offenen Kreislauf mit Wasser aus der Gironde gekühlt.

1.1.1.2 Darstellung der Nachteile, die die Anlage für die geschützten Interessen mit sich bringt

Gemäß Artikel 4.1.I. des geänderten Erlasses vom 7. Februar 2012 zur Festlegung der allgemeinen Vorschriften für Kernkraftwerke, dem sogenannten INB-Erlass, *„umfassen die Nachteile […] zum einen die durch die Anlage verursachten Auswirkungen auf Gesundheit und Umwelt aufgrund von Wasserentnahmen und Einleitungen sowie andererseits die Belästigungen, die sie verursachen kann, insbesondere durch die Verbreitung pathogener Mikroorganismen, Lärm und Erschütterungen, Gerüche oder Staubaufwirbelungen*.“ Die Abfallentsorgung wird von EDF ebenfalls als Teil der Nachteile angesehen, da sie mit dem normalen Betrieb der Anlagen verbunden ist.

Die Nachteile, die unter Anwendung des Grundsatzes der Verhältnismäßigkeit im Hinblick auf die in Artikel 1.1 desselben Erlasses beschriebenen Belange und die vom Kernkraftwerk Blayais für die geschützten Interessen dargelegten Belange berücksichtigt werden, stehen im Zusammenhang mit:

- Wasserentnahmen und -verbrauch;
- Einleitung radioaktiver und chemischer Abwässer;
- Wärmeeinleitungen;
- radioaktiven und konventionellen Abfällen;
- Belästigungen durch Lärmemissionen.

1.1.1.3 Darstellung der Organisation zur Eindämmung der Beeinträchtigungen zum Schutz der Interessen

1.1.1.3.1 Umweltmanagement

Alle Kernkraftwerke verfügen über ein Integriertes Managementsystem (IMS), das den seit 2002 nach „ISO 14001“ zertifizierten Umweltbereich umfasst. Die letzte Zertifizierung aller Kernkraftwerke gemäß der Norm ISO 14001 (Fassung 2015), einschließlich des Kernkraftwerks Blayais, erfolgte im Mai 2021.

Das Umweltmanagement der Kernkraftwerke fällt unter den Prozess „Verbesserung und Überwachung der Umweltleistung“ des IMS des jeweiligen Kernkraftwerks. Ziel dieses Prozesses ist es, Umweltauswirkungen zu identifizieren, zu verhindern und zu kontrollieren sowie zur kontinuierlichen Verbesserung der Umweltleistung unter Einhaltung der Umweltvorschriften beizutragen. Die Leitung jedes Kernkraftwerks gewährleistet die strategische Steuerung des Umweltmanagements, und jeder Geschäftsbereich trägt auf seiner Ebene zur Beherrschung der negativen Auswirkungen bei, insbesondere durch Umweltanalysen, die alle Aktivitäten des Kernkraftwerks abdecken.

Im Rahmen der jährlichen Überprüfungen des Umweltmanagements werden die Ergebnisse analysiert und die für das folgende Jahr durchzuführenden Maßnahmen festgelegt, wobei bei Bedarf eine mehrjährige Perspektive gewährleistet wird. Diese Maßnahmen werden von den Abteilungen des Kernkraftwerks berücksichtigt.

Die eingerichtete integrierte Organisation gewährleistet, dass Umweltbelange bei allen Aktivitäten des Kernkraftwerks berücksichtigt werden.

Die Personalabteilungen der Kernkraftwerke sind für die Steuerung des Kompetenzmanagementprozesses verantwortlich. Die Mitarbeiter werden für Umweltbelange, die geltenden Vorschriften und den Ansatz der kontinuierlichen Verbesserung sensibilisiert. Die Dienstleister werden von ihren Unternehmen auf der Grundlage der in den Verträgen festgelegten betrieblichen Anforderungen geschult.

Im Rahmen des Ansatzes der kontinuierlichen Verbesserung werden folgende Maßnahmen zur Verbesserung des Umweltmanagements ergriffen:

- Die Umweltaktivitäten der Kernkraftwerke werden über Anwendungen des EDF-Informationssystems verwaltet. Um den steigenden Datenmengen Rechnung zu tragen und den Entwicklungsbedarf im Zusammenhang mit der Integration neuer gesetzlicher und normativer Anforderungen zu decken, wurde beschlossen, diese Anwendungen schrittweise durch ein neues Informationssystem für Emissionen und Umwelt im Nuklearbereich von EDF (SIRENe) zu ersetzen.

  Die Einführung dieses Informationssystems in allen Kernkraftwerken wurde im Jahr 2022 für das Kernkraftwerk Blayais abgeschlossen.

- Darüber hinaus hat EDF für seine nuklearen Aktivitäten eine Überarbeitung seines Umweltreferenzrahmens eingeleitet, um die Betriebsabläufe in den Kernkraftwerken zu harmonisieren, die Professionalisierung der Beteiligten zu verbessern und ihr Bewusstsein für Umweltbelange zu schärfen. Die Überarbeitung wurde Ende 2021 abgeschlossen. Dieses Regelwerk wird fortlaufend aktualisiert, entsprechend den Entwicklungen bei Vorschriften und Normen, den internen Vorgaben und den gewonnenen Erfahrungen.

1.1.1.3.2 Optimierung der Abwasser- und Abfallentsorgung

Um die für sie geltenden gesetzlichen Bestimmungen einzuhalten, ist das Kernkraftwerk Blayais so organisiert, dass eine optimierte Bewirtschaftung von Abwasser und Abfällen gewährleistet ist.

Diese optimierte Bewirtschaftung umfasst:

- die Entstehung von Abwasser und Abfällen bereits an der Quelle zu reduzieren;
- Abwässer und Abfälle getrennt zu sammeln, um sie jeweils so effizient wie möglich zu behandeln oder in bestimmten Fällen sogar wiederzuverwenden;
- die Konditionierung der Kreisläufe zu optimieren, um die Freisetzung chemischer Stoffe zu begrenzen und gleichzeitig die Wirksamkeit dieser Konditionierung zu gewährleisten;
- das Engagement der Beteiligten aufrechtzuerhalten;
- die Leistungsfähigkeit der Abwasserbehandlungsanlagen zu gewährleisten.

In Bezug auf diesen letzten Punkt ist anzumerken, dass EDF im Jahr 2012 im gesamten französischen Kernkraftwerkspark Maßnahmen eingeleitet hat, um die Wartung und den Betrieb der Verdampfer des Abwasseraufbereitungssystems (TEU) zu optimieren. Diese Maßnahmen umfassen:

- Optimierung der Instandhaltung

Die TEU-Verdampfer der 900-MWe-Anlagen müssen die gesetzlichen Anforderungen der für nukleare Druckbehälter (ESPN) geltenden Vorschriften erfüllen, die insbesondere in einem Basisprogramm für Wartungs- und Überwachungsmaßnahmen (PBES) festgelegt sind. Das 2018 aktualisierte PBES für die TEU-Verdampfer der 900-MWe-Anlage umfasst die Wartungs- und Überwachungsmaßnahmen, die in zwei Kategorien unterteilt sind:

  - Vorbeugende Inspektionen, die aus einer äußeren und inneren Überprüfung der Verdampfer sowie einer äußeren Überprüfung der Sicherheitsvorrichtungen (z. B. Ventile) bestehen;
  - Wartungs- und Überwachungsmaßnahmen, bei denen es sich um routinemäßige Instandhaltungsarbeiten handelt, deren Art und Häufigkeit vom Betreiber festgelegt werden, um das Sicherheitsniveau der nuklearen Druckgeräte auf dem bei ihrer Auslegung vorgesehenen Niveau zu halten.

- Optimierung der Betriebsabläufe

Die Betriebsbedingungen und die Aufmerksamkeit, die der Betreiber der gesamten Aufbereitungskette, einschließlich des dem TEU-System nachgelagerten Teils, widmet, sind wichtige Faktoren für die Aufrechterhaltung der Betriebsbereitschaft der Anlagen. So tragen die empfohlenen Betriebspraktiken, wie die Filterung vor den Verdampfern, die Überwachung des Zustands der Lagertanks oder das Spülen der Anlage nach dem Gebrauch, dazu bei, das Risiko von Beschädigungen und Ablagerungen in den Verdampfern zu vermeiden.

Die Vereinheitlichung der Betriebspraktiken ist Gegenstand eines „Betriebsleitfadens für das TEU-System“, der im Januar 2017 aktualisiert wurde. Ziel dieses Leitfadens ist es, auf der Grundlage von Studien zur Optimierung der Aufbereitung im TEU-System und der Analyse der betrieblichen Praktiken vor Ort Empfehlungen zur Verbesserung des Betriebs und der Verfügbarkeit der TEU-Verdampfer und -Entsalzungsanlagen zu geben.

1.1.1.3.3 Umweltüberwachung

Seit der Inbetriebnahme der Kernkraftwerke führt EDF ein Umweltüberwachungsprogramm durch.

Die Umweltüberwachung erfüllt drei Hauptfunktionen:

- eine Überwachungs- und Untersuchungsfunktion, die sicherstellen soll, dass die Entnahmen und Einleitungen keine kurz- und langfristigen Auswirkungen auf die terrestrischen und aquatischen Ökosysteme haben. Dies ist der Zweck der saisonalen Messkampagnen in den Bereichen Radioökologie und Hydroökologie;
- eine Kontrollfunktion hinsichtlich des ordnungsgemäßen Gesamtbetriebs der Anlagen anhand der Parameter, deren Überwachung gemäß den Vorschriften in unterschiedlichen Intervallen vorgeschrieben ist. Die Messergebnisse werden entweder mit den zulässigen Grenzwerten oder mit Referenzwerten verglichen: Entscheidungsschwellen für die Messung (Genauigkeit der Messgeräte), Quantifizierungsgrenzen der Messungen und natürliches Hintergrundrauschen;
- eine Warnfunktion, die durch kontinuierliche Messungen gewährleistet wird. Sie ermöglicht die frühzeitige Erkennung jeder atypischen Entwicklung eines oder mehrerer Parameter im Zusammenhang mit Einleitungen oder der Umwelt, um Untersuchungen und, falls erforderlich, Präventionsmaßnahmen (z. B. Einstellung der Einleitung) einzuleiten.

EDF führt regelmäßig Maßnahmen zur Verbesserung der Ausrüstung im Zusammenhang mit der Umweltüberwachung durch. So konnten durch Projekte, die auf Ebene des französischen Kernkraftwerkparks von EDF durchgeführt wurden, Verbesserungen am Umweltüberwachungssystem (KRS-System) erzielt werden.

- Ein erstes, im Jahr 2009 eingeleitetes Projekt trug zur Erhöhung der Zuverlässigkeit des KRS-Systems bei: Dabei ging es darum, die Kernkraftwerke bei ihren Maßnahmen zur Sicherung der Anlagen zu unterstützen, die Wartung der Ausrüstung zu gewährleisten und die Umsetzung einer Änderung im Zusammenhang mit der radiometrischen Umweltüberwachung der Kernkraftwerke zu begleiten (Austausch der Messstationen der 5- und 10-km-Umzäunungsnetze). Zudem wurde ein Leitfaden für den Betrieb des KRS-Systems im Normal- und Störungsbetrieb erstellt.
- Ein zweites, im Jahr 2015 eingeleitetes Projekt hat zum Ziel, die Industriepolitik für das KRS-System festzulegen, Probleme im Bereich der industriellen IT-Sicherheit des KRS-Systems zu lösen sowie die Qualität und Zuverlässigkeit der Datenübertragung sicherzustellen, um den Anforderungen der Nutzer gerecht zu werden. Außerdem zielt sie darauf ab, bestimmte Veralterungen bei Hardware und Software zu beheben, die Wartung des KRS-Systems sicherzustellen, die Bearbeitungszeiten bei Störungen und die Wiederherstellungszeiten zu verbessern sowie die Cybersicherheitskultur des Personals zu stärken, das die Komponenten des KRS-Systems nutzt und wartet.

EDF hat zudem die Überwachung der Grundwasserqualität der Kernkraftwerke optimiert, indem es:

- neue piezometrische Messstellen eingerichtet und bestehende saniert, um über ein Überwachungsnetz zu verfügen, das den identifizierten potenziellen Risikobereichen entspricht;
- Einführung eines verstärkten regelmäßigen Überwachungsprogramms (Erhöhung der Anzahl der überwachten Messstellen sowie der Anzahl der analysierten chemischen und radiologischen Parameter);
- die Betriebsmodalitäten des piezometrischen Überwachungsnetzes im gesamten Kernkraftwerkspark von EDF verbessert und vereinheitlicht;
- Erstellung eines Leitfadens zur Wartung der Piezometer.

Es werden tägliche, wöchentliche und monatliche Kontrollen im terrestrischen Ökosystem, in der Umgebungsluft, in Oberflächengewässern und im Grundwasser durchgeführt.

Die Probenahmen und Analysen erfolgen unter Einhaltung der geltenden Vorschriften.

Jedes Kernkraftwerk verfügt hierfür über ein Labor zur Abwasserüberwachung und ein Labor zur Messung der Radioaktivität in der Umwelt, die den Großteil der Messungen durchführen, auch wenn bestimmte spezielle Messungen an externe Labore vergeben werden können.

So führt jedes Kernkraftwerk jährlich unter der Aufsicht der ASN mehr als 20.000 Messungen durch, deren Ergebnisse an die Behörden übermittelt und in Dokumenten oder Informationsmaterialien für die Öffentlichkeit verwendet werden. Die Ergebnisse der Umweltüberwachung im Umfeld der Kernkraftwerke werden von EDF auf seiner Website und in einem jährlichen Umweltbericht für jedes Kernkraftwerk veröffentlicht.

Artikel 4.2.4 des INB-Erlasses und Artikel R. 1333-26 des Gesetzes über das öffentliche Gesundheitswesen sehen vor, dass die im Auftrag der Betreiber von INB durchgeführten Messungen der Radioaktivität in der Umwelt von der ASN zugelassenen Laboren (für jede Art von Messung) durchgeführt werden müssen. Diese Zulassungen werden von einer Kommission unter dem Vorsitz der ASN auf der Grundlage von zwei Voraussetzungen erteilt:

- die Übereinstimmung der Probenahmeverfahren (seit 2010) und der Messverfahren mit den Anforderungen der Norm NF EN ISO/IEC 17025;
- das erfolgreiche Bestehen eines Ringversuchs, der vom Institut für Strahlenschutz und nukleare Sicherheit (IRSN) im Auftrag der ASN organisiert wird.

Die Labore der Kernkraftwerke verfügen über die erforderlichen Zulassungen zur Durchführung der intern durchgeführten Messungen und vergeben die übrigen Analysen an zugelassene Labore.

Neben der Erlangung und Erneuerung dieser Zulassungen verfolgt EDF seit 2009 einen Prozess zur Akkreditierung seiner Analyseaktivitäten durch das französische Akkreditierungskomitee (COFRAC). Bis heute wurden alle Anträge auf Akkreditierung und Erneuerung bewilligt.

Artikel 4.2.4 der INB-Verordnung und Artikel R. 1333-25 des Gesetzes über das öffentliche Gesundheitswesen sehen zudem vor, dass die Ergebnisse der von den Betreibern von INB durchgeführten Radioaktivitätsmessungen in der Umwelt an das Nationale Messnetz (RNM) für Umweltradioaktivität übermittelt werden.

Dieses Netzwerk hat zum Ziel, die Öffentlichkeit über die Radioaktivität in der Umwelt zu informieren. Seit 2010 macht seine Website der Öffentlichkeit die Ergebnisse der Radioaktivitätsmessungen zugänglich, die von öffentlichen oder privaten, von der ASN zugelassenen Laboren in verschiedenen Medien (Luft, Wasser, Boden, Flora und Fauna) sowie in Lebensmitteln durchgeführt werden.

Zu den täglich durchgeführten Messungen und Kontrollen kommen saisonale Messungen hinzu, deren Ziel es ist, die Auswirkungen des Betriebs des Kernkraftwerks auf die Umwelt langfristig zu bewerten. Diese Überwachung umfasst die Biologie der aquatischen Umwelt (Hydroökologie) sowie die Radioaktivität in terrestrischen und aquatischen Ökosystemen (Radioökologie). Diese Messkampagnen werden unter der Verantwortung des Betreibers von externen Einrichtungen oder Laboren durchgeführt.

1.1.1.3.4 Erhaltung der Biodiversität

Als Nutzer von Land- und Gewässerflächen sowie als Grundstückseigentümer ist EDF unmittelbar von Fragen der Biodiversität betroffen.

EDF ist sich seiner Verantwortung und seiner Rolle in Bezug auf diese Herausforderungen bewusst und setzt sich dafür ein, die Auswirkungen seiner Aktivitäten auf die Biodiversität zu begrenzen und gleichzeitig die Sicherheit der Energieversorgung, die Sicherheit der Anlagen sowie die Bereitstellung einer erschwinglichen und wettbewerbsfähigen Energie in Einklang zu bringen.

Von der Planung über die Bau- und Betriebsphasen der INB bis hin zum Rückbau ergreift EDF zahlreiche Maßnahmen zum Schutz der Biodiversität:

- tägliche Durchführung einer kontinuierlichen Umweltüberwachung und Optimierung der Abwasserableitung;
- Durchführung detaillierter Vorabdiagnosen im Vorfeld der Umsetzung jedes Projekts;
- Einführung von Maßnahmen zur Vermeidung, Verringerung oder Kompensation der Auswirkungen der Projekte.

EDF engagiert sich gemeinsam mit der Zivilgesellschaft, Verbänden und Kommunen für den Erhalt der lokalen Artenvielfalt im Rahmen einer proaktiven Politik zur Verbesserung des Wissensstands, zum Schutz von Fauna und Flora sowie zur internen und externen Kommunikation.

Das Kernkraftwerk Blayais hat mehrere Partnerschaften im Bereich der Biodiversität geschlossen:

- Seit 1984 wird das Vogelschutzgebiet von Blayais vom Jagdverband der Gironde (FDC 33) verwaltet. An dieser Bewirtschaftung sind mehrere Partner beteiligt: das Französische Amt für Biodiversität (OFB), der Verein für die ökologische Bewirtschaftung landwirtschaftlicher Ressourcen und ihrer Nebenprodukte (AGERAD), der Verein für ornithologische Forschung durch Beringung in Aquitanien (AROBA) sowie ein lokaler Landwirt (Öko-Weidewirtschaft). Es konnten zahlreiche Maßnahmen umgesetzt werden, um ein Mosaik aus Feuchtbiotopen zu entwickeln, die Wasserverhältnisse des Gebiets zu regulieren und so das volle Aufnahmekapazitätspotenzial für überwinternde Wasservögel zu erreichen. Im Jahr 2009 wurden zudem innerhalb und außerhalb des Naturschutzgebiets Storchennester aufgestellt, um die Ansiedlung dieser Art zu fördern, die im Norden der Gironde bereits stark vertreten ist. Seit 2019 wird ein Bewirtschaftungsplan umgesetzt, der es ermöglicht, das Wissen über andere Artengemeinschaften (z. B. Amphibien, Schmetterlinge, Libellen) zu erweitern.
- Seit 2019 fördert das Naturschutzgebiet CNPE du Blayais in Zusammenarbeit mit dem Conservatoire Botanique National Sud-Atlantique (CBNSA) und lokalen Fachleuten (Semence Nature – Pépinière Naudet) die Verwendung von lokalem Saatgut (Marke „Végétal Local“). In diesem Zusammenhang wurden im Jahr 2020 etwa 2.000 m² Blumenbrachen eingesät und 100 Pflanzen im Naturschutzgebiet gepflanzt.

- Der Erhalt der Artenvielfalt stand auch im Mittelpunkt der Arbeiten, die das Kernkraftwerk Blayais im Jahr 2021 an vier Abschnitten der im Flussbett der Mündung verlegten Abflussleitungen durchführte. Unter dem Einfluss von Strömungen und Gezeiten hatte sich das Sandbett, auf dem diese vier Abschnitte ruhten, verschoben. Fast ein Jahr Vorbereitungszeit war erforderlich, um an diesen Anlagen Arbeiten durchzuführen; der Departementsdirektion für Raumordnung und Meeresangelegenheiten (DDTM) wurde ein Plan zum Schutz des Ökosystems vorgelegt, um die Meeres- und Landökosysteme der Mündung während der Arbeiten zu schützen: Bodenuntersuchungen, Auswahl von Materialien, die mit der Meeresumwelt verträglich sind, Standortplanung für die maritimen Einsatzmittel, Schutz der Fauna durch Lärmschutzmaßnahmen für Vögel und Planung der Aktivitäten außerhalb der Fischwanderungszeit, um nur einige Beispiele zu nennen.

Darüber hinaus verfügt die Kernenergiebranche seit 2006 über einen spezifischen „Biodiversitäts-Fahrplan“, der sich auf die Biodiversitätspolitik der EDF-Gruppe stützt und alle Maßnahmen im Zusammenhang mit der Biodiversität im Rahmen des Betriebs von Kernkraftwerken strukturiert.

In diesem Zusammenhang wurde für das Kernkraftwerk Blayais eine Vorabdiagnose auf der Grundlage einer Studie erstellt, die 2020 von einem naturkundlichen Planungsbüro durchgeführt wurde. Das Grundstücksareal des Standorts Blayais umfasst das vom Kernkraftwerk Blayais eingenommene Gebiet sowie Flächen, die EDF gehören, sich jedoch außerhalb der Grenzen des Kernkraftwerks befinden.

Diese Studie, die auf der Grundlage von Literaturangaben und im Jahr 2020 durchgeführten Felderhebungen erstellt wurde, ermöglichte es, bemerkenswerte Naturräume, natürliche Lebensräume sowie bemerkenswerte Tier- und Pflanzenarten zu identifizieren.

Bei den verschiedenen Besichtigungen durch die Naturkundler des Planungsbüros wurden die Flora, die natürlichen Lebensräume sowie Vögel, Amphibien, Reptilien, Säugetiere und Insekten erfasst. Diese Bestandsaufnahmen fanden in den für die Beobachtung der verschiedenen Pflanzen- und Tiergemeinschaften günstigen Zeiträumen (Juli und September 2020) statt, wobei für jede der untersuchten Gemeinschaften angepasste Methoden zum Einsatz kamen.

Es wurde eine gezieltere Suche nach bemerkenswerten Arten (geschützte Arten und/oder Arten von kulturellem Wert) sowie nach invasiven gebietsfremden Arten durchgeführt.

Die im Untersuchungsgebiet durchgeführte ökologische Bestandsaufnahme zeigt, dass die wichtigsten ökologischen Herausforderungen außerhalb des Geländes des Kernkraftwerks liegen, und zwar in Naturräumen (Ufer der Gironde, Naturschutzgebiet), deren ökologischer Wert bereits durch die Bestandsaufnahme der ZNIEFF (Zone Naturelle d’Intérêt Écologique, Fauna und Flora) der Region Aquitaine bereits anerkannt ist.

Im Allgemeinen lassen sich die wichtigsten ökologischen Herausforderungen des Untersuchungsgebiets wie folgt aufschlüsseln:

- am Ufer der Gironde, mit Herausforderungen im Zusammenhang mit dem Vorkommen von Feuchtvegetation, die sich am Gewässerrand sowie auf ehemaligen Wiesen entwickelt;
- im Naturschutzgebiet im Norden des Untersuchungsgebiets, mit Herausforderungen im Zusammenhang mit dem Vorkommen großer Teiche und der dazugehörigen Feuchtvegetation (die insbesondere zahlreiche geschützte Vogelarten beherbergen, sowohl während der Brutzeit als auch als Rastplatz auf dem Zug oder als Überwinterungsgebiet).

Darüber hinaus sind die ökologischen Herausforderungen innerhalb der Grenzen des Kernkraftwerks insgesamt gering, da die Lebensräume überwiegend vom Menschen geprägt sind.

1.1.2 Einhaltung der Vorschriften

1.1.2.1 Anwendbare Rechtsvorschriften

Im Jahr 2006 wurde mit dem „TSN"-Gesetz vom 13. Juni 2006, das seitdem im Umweltgesetzbuch kodifiziert ist, eine Neugestaltung des rechtlichen Rahmens für die INB eingeleitet. Dieses Gesetz wurde durch mehrere Durchführungsverordnungen und Erlasse gemäß der in Abbildung 2 dargestellten Hierarchie präzisiert.

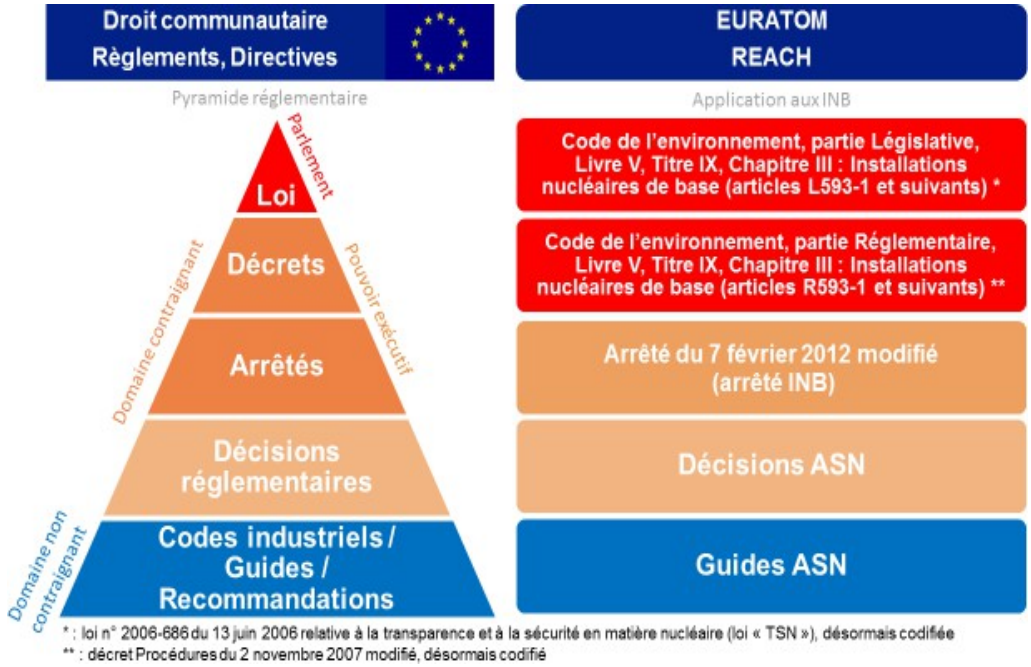


Abbildung 2: Hierarchie der Rechtsvorschriften und Anwendung auf INB

Die regelmäßig überarbeitete Umweltverträglichkeitsprüfung dient als Begleitdokument für die Anträge auf behördliche Genehmigungen.

In Anwendung der von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase der vierten periodischen Überprüfung der 900-MWe-Stufe (4 RP 900) erlassenen Vorschrift [INC-B]:

- hat EDF bis zum 31. Dezember 2022 die bis zu diesem Zeitpunkt vorgenommenen Aktualisierungen der Umweltverträglichkeitsprüfung in der in den Artikeln R. 122-5 und R. 593-17 des Umweltgesetzbuchs vorgesehenen Form konsolidiert, unter Berücksichtigung des aktuellen Wissensstands, insbesondere hinsichtlich der Bewertung der Auswirkungen von Ableitungen aus den Anlagen und der Entwicklung der Standortumgebung, sowie unter Beschreibung der Auswirkungen der Anlagen auf das Klima und ihrer Anfälligkeit gegenüber dem Klimawandel, insbesondere in Bezug auf thermische Ableitungen, die Bewirtschaftung flüssiger Ableitungen und die Nutzung der Wasserressourcen;
- EDF hat bis zum 31. Dezember 2022 die Verbesserungen dargelegt, die zur Verringerung der Umweltauswirkungen seiner Anlagen beitragen und die es unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der Umweltverträglichkeitsprüfung und der besten verfügbaren Techniken plant, sowie den entsprechenden Zeitplan für die Umsetzung;
- EDF hat vor dem 31. Dezember 2023 eine Studie vorgelegt, in der die kumulativen Auswirkungen der an der Rhône und der Loire gelegenen Kernkraftwerke auf diese Flüsse dargelegt werden5.

[5] Das Kernkraftwerk Blayais ist von diesem Absatz der technischen Vorschrift INC-B nicht betroffen.

Stand 9. Januar 2024 sind die wichtigsten für das Kernkraftwerk Blayais geltenden Rechtsvorschriften in Bezug auf die Belastungen nachfolgend aufgeführt:

- Titel IX von Buch V des Umweltgesetzbuchs, betreffend die nukleare Sicherheit und die grundlegenden kerntechnischen Anlagen, gesetzgeberischer Teil, insbesondere die Artikel L. 593-18 und L. 593-19.
- Titel IX von Buch V des Umweltgesetzbuchs über die nukleare Sicherheit und die Kernkraftwerke, Verordnungsteil, insbesondere die Artikel R. 593-62 ff.
- Geänderter Erlass vom 7. Februar 2012 zur Festlegung der allgemeinen Vorschriften für kerntechnische Basisanlagen (INB-Erlass).
- Beschluss Nr. 2013-DC-0360 der Behörde für nukleare Sicherheit vom 16. Juli 2013 über die Begrenzung von Belästigungen und der Auswirkungen von kerntechnischen Basisanlagen auf Gesundheit und Umwelt, genehmigt durch den Erlass vom 9. August 2013 und geändert durch den Beschluss Nr. 2016-DC-0569, genehmigt durch den Erlass vom 5. Dezember 2016 (im Folgenden als „Umweltbeschluss“ bezeichnet).
- Beschluss Nr. 2015-DC-0508 der Behörde für nukleare Sicherheit vom 21. April 2015 über die Studie zur Abfallbewirtschaftung und die Bilanz der in kerntechnischen Basisanlagen anfallenden Abfälle, genehmigt durch den Erlass vom 1. Juli 2015 (im Folgenden als „Abfallbeschluss“ bezeichnet).
- Entscheidung Nr. 2017-DC-0587 der Behörde für nukleare Sicherheit vom 23. März 2017 über die Konditionierung radioaktiver Abfälle und die Bedingungen für die Annahme von radioaktiven Abfallgebinden in kerntechnischen Basislagerstätten, genehmigt durch den Erlass vom 13. Juni 2017 (im Folgenden als „Entscheidung zur Verpackung von Abfällen“ bezeichnet).
- Beschluss Nr. 2022-DC-0749 der Behörde für nukleare Sicherheit vom 29. November 2022 zur Änderung der Beschlüsse Nr. 2015-DC-0508 (im Folgenden als „Abfallbeschluss“ bezeichnet) und Nr. 2017-DC-0616 über wesentliche Änderungen an kerntechnischen Basisanlagen.
- Entscheidung Nr. 2017-DC-0588 der Behörde für nukleare Sicherheit vom 6. April 2017 über die Modalitäten der Wasserentnahme und des Wasserverbrauchs, der Einleitung von Abwässern und der Umweltüberwachung von Druckwasserreaktoren, genehmigt durch Erlass vom 14. Juni 2017 (im Folgenden als „Beschluss zu den Betriebsbedingungen“ bezeichnet).
- Beschluss Nr. 2023-DC-0755 der Behörde für nukleare Sicherheit vom 23. Mai 2023 zur Festlegung der Vorschriften bezüglich der Modalitäten der Wasserentnahme und des Wasserverbrauchs sowie der Einleitung flüssiger und gasförmiger Abwässer in die Umwelt durch das Kernkraftwerk Blayais (im Folgenden als „Standort-Modalitäten-Beschluss“ bezeichnet).
- Entscheidung Nr. 2023-DC-0756 der Behörde für nukleare Sicherheit vom 23. Mai 2023 zur Festlegung der Grenzwerte für die Einleitung flüssiger und gasförmiger Abfälle des Kernkraftwerks Blayais in die Umwelt (im Folgenden als „Standortgrenzwertentscheidung“ bezeichnet).

In Anwendung der von der ASN in der Entscheidung Nr. 2021-DC-0706 vom 23. Februar 2021 erlassenen Vorschrift [INC-A] unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 legt EDF die Prüfung der Konformität mit den folgenden Rechtsvorschriften vor:

- Verordnung (EG) Nr. 1907/2006 vom 18. Dezember 2006 in ihrer geänderten Fassung zur Registrierung, Bewertung, Zulassung und Beschränkung chemischer Stoffe (sogenannte REACH-Verordnung).
- Verordnung (EG) Nr. 1272/2008 vom 16. Dezember 2008 in ihrer geänderten Fassung über die Einstufung, Kennzeichnung und Verpackung von Stoffen und Gemischen (sogenannte CLP-Verordnung).
- Verordnung (EU) Nr. 528/2012 vom 22. Mai 2012 in der geänderten Fassung über das Inverkehrbringen und die Verwendung von Biozidprodukten (sogenannte Biozidverordnung).

1.1.2.2 Sicherstellung der Einhaltung gesetzlicher Vorschriften

Das Kernkraftwerk Blayais ist so organisiert, dass die Einhaltung der gesetzlichen Vorschriften durch eine Abfolge von Schlüsselschritten kontinuierlich gewährleistet wird:

- **Identifizierung**: Die Einhaltung der Umweltvorschriften durch die Kernkraftwerke stützt sich auf die Ermittlung und Analyse der auf nationaler Ebene für die Kernkraftwerke geltenden Umweltvorschriften und -anforderungen. Jedes Kernkraftwerk erfasst zudem die für es geltenden Vorschriften und Anforderungen auf lokaler Ebene.
- **Bewertung**: Das Kernkraftwerk bewertet und dokumentiert den Stand der Einhaltung der für es geltenden nationalen und lokalen Anforderungen. Diese Bewertung der gesetzlichen Anforderungen führt zu folgender Einstufung:
    - „Anforderungen werden derzeit geprüft“: Die neuen geltenden Anforderungen werden derzeit vom Kernkraftwerk geprüft;
    - „Anforderungen erfüllt“: Das Kernkraftwerk erfüllt die gesetzlichen Anforderungen und verfügt über die entsprechenden Nachweise;
    - „Anforderungen an das Compliance-Management“: Das Kernkraftwerk führt ergänzende Maßnahmen nach einem Zeitplan durch, der den Herausforderungen im Hinblick auf die geschützten Interessen angemessen ist.
- **Bearbeitung**: Wird eine Anforderung teilweise oder gar nicht erfüllt, wird im Rahmen der Anforderungen an das Compliance-Management ein Aktionsplan erstellt.
- **Überwachung**: Das Kernkraftwerk überprüft regelmäßig den Stand der Einhaltung jeder einzelnen umweltrechtlichen Anforderung.
- **Überprüfung**: Jedes Jahr stellt das Kernkraftwerk im Rahmen der im Umweltmanagementsystem vorgesehenen regelmäßigen Überprüfungen sicher, dass neue Umweltanforderungen berücksichtigt werden, und zieht Bilanz über den Fortschritt der Maßnahmen zu den Anforderungen an das Compliance-Management.

Im Rahmen der Bewertung der Einhaltung der Vorschriften hat das Kernkraftwerk Blayais zum 9. Januar 2024 272 anwendbare Rechtsvorschriften im Umweltbereich identifiziert. Unter diesen Rechtsvorschriften wurden 3.722 Anforderungen identifiziert, darunter:

- 3.510 konforme Anforderungen (94,3 %),
- 186, die derzeit geprüft werden (5 %),
- 26 im Compliance-Management (0,7 %).

Im Rahmen der in § I-1.1.2.1 genannten relevanten Rechtsvorschriften wurden 775 anwendbare Anforderungen im Umweltbereich erfasst, darunter:

- 728 konforme Anforderungen (93,9 %);
- 34 Anforderungen, die derzeit geprüft werden (4,4 %);
- 13 Anforderungen im Konformitätsmanagement (1,7 %).

Die Einzelheiten dieser Bilanz der anwendbaren Anforderungen für die in § I-1.1.2.1 genannten Texte sind in Tabelle 1 dargestellt. Dies entspricht der Überprüfung der Einhaltung der Rechtsvorschriften, die in der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [INC-A] gefordert wird.

Tabelle 1: Bilanz der Einhaltung der Vorschriften durch die in § I-1.1.2.1 genannten Texte zum 14. Oktober 2021

Titel des Textes	Konform	Wird derzeit geprüft	Konformitätsmanagement
Verordnung vom 7. Februar 2012 (INB-Verordnung)	98	0	0
Geänderter Beschluss Nr. 2013-DC-0360 (Umweltbeschluss)	271	0	1
Beschluss Nr. 2015-DC-0508 (Abfallbeschluss) und Beschluss Nr. 2022-DC-0749 zur Änderung desselben	36	34	0
Beschluss Nr. 2017-DC-0587 (Beschluss zur Verpackung von Abfällen)	29	0	1
Beschluss Nr. 2017-DC-0588 (Beschluss über die Modalitäten für den Park)	134	0	10
Beschluss Nr. 2023-DC-0755 (Beschluss über die Modalitäten für den Standort)	62	0	1
Beschluss Nr. 2023-DC-0756 (Beschluss über die Standortgrenzen)	18	0	0
Verordnung (EG) Nr. 1907/2006 (REACH-Verordnung)	11	0	0
Verordnung (EG) Nr. 1272/2008 (CLP-Verordnung)	54	0	0
Verordnung (EU) Nr. 528/2012 (Biozid-Verordnung)	15	0	0

Im Rahmen des Compliance-Prozesses hat das Kernkraftwerk Blayais Maßnahmen zu allen im Compliance-Management identifizierten Anforderungen umgesetzt und überwacht deren Umsetzung. Darüber hinaus setzt es die Analyse der Anforderungen fort, deren Konformitätsstatus noch zu definieren ist.

Die in diesen Rechtsvorschriften identifizierten Anforderungen im Bereich des Compliance-Managements haben keine Auswirkungen auf die geschützten Interessen oder fallen nicht in den Bereich der Nachteile.

Die Anforderungen im Zusammenhang mit dem Bereich der Risiken werden im Abschnitt „Risiken“ des vorliegenden Berichts dargestellt (Teil 1 – Kapitel 1 – Abschnitt 1 § 1.2.2).

Besonderer Hinweis zu den Anforderungen an die notwendigen Ausrüstungen (EN), die unter Anhang II des INB-Erlasses fallen.

Artikel R. 593-26 des Umweltgesetzbuchs definiert den Mindestumfang des INB-Gebiets, das nicht nur die INB selbst, sondern auch die für deren Betrieb erforderlichen Anlagen (EN) umfassen muss, die in Artikel L. 593-3 des Umweltgesetzbuchs genannt sind.

Diese Anlagen können je nach Art mit klassifizierten Umweltschutzanlagen (ICPE) oder mit Anlagen, Bauwerken, Arbeiten und Tätigkeiten (IOTA) gemäß dem Wassergesetz gleichgesetzt werden; da sie jedoch Teil der INB sind und für deren Betrieb, Instandhaltung und Überwachung erforderlich sind, unterliegen sie den für INB geltenden Vorschriften und Regelungen.

Aufgrund ihrer potenziellen Auswirkungen auf die öffentliche Sicherheit, Gesundheit und Hygiene sowie auf die Umwelt gilt gemäß Artikel 4.3.1 des INB-Erlasses für die erforderlichen Anlagen, die einen Schwellenwert der ICPE- oder IOTA-Nomenklatur des Kernkraftwerks Blayais überschreiten, die im Anhang II des INB-Erlasses aufgeführten ICPE- oder IOTA-Vorschriften, die seit dem 24. Februar 2016 in der Fassung vom 8. Februar 2012 gelten.

Im Rahmen der Konformitätsbewertung hat das Kernkraftwerk Blayais zum 9. Januar 2024 10 anwendbare Verordnungen, d. h. 768 Anforderungen, in Bezug auf die 63 notwendigen Anlagen (EN) identifiziert, die unter Anhang II der INB-Verordnung fallen.

In diesem Bereich wurden erfasst:

- 768 konforme Anforderungen (100 %);
- keine Anforderungen, die derzeit geprüft werden (0 %);
- keine Anforderung im Konformitätsmanagement (0 %).

Die Einzelheiten dieser Übersicht über die per Erlass geltenden Anforderungen sind in der nachstehenden Tabelle 2 aufgeführt: .

Tabelle 2: Übersicht über die Einhaltung der Vorschriften hinsichtlich der erforderlichen Ausrüstungen (EN), die unter Anhang II des INB-Erlasses zum 9. Januar 2024 fallen

Verordnung zur Einstufung als ICPE oder IOTA	Anzahl der betroffenen EN	Anzahl der geltenden Anforderungen		
		Konform	Wird derzeit geprüft	Konformitäts management
Verordnung vom 30. Oktober 2007 über die allgemeinen Vorschriften für meldepflichtige Anlagen der ICPE-Kategorie 1150: Industrielle Herstellung, Verwendung oder Lagerung von oder auf der Basis bestimmter giftiger Stoffe – Gültige Fassung vom 8. Februar 2012	3	115	0	0
Verordnung vom 2. April 2002 über die allgemeinen Vorschriften für meldepflichtige klassifizierte Anlagen unter der ICPE-Rubrik 1185: Herstellung, Verwendung, Lagerung von Fluorchlorkohlenwasserstoffen, Halonen und anderen halogenierten Kohlenwasserstoffen – Gültige Fassung vom 8. Februar 2012	9	105	0	0
Verordnung vom 12. Februar 1998 über die allgemeinen Vorschriften für meldepflichtige, unter Rubrik 1416 fallende Anlagen zum Schutz der Umwelt: Lagerung oder Verwendung von Wasserstoff – Gültige Fassung vom 8. Februar 2012	2	60	0	0
Verordnung vom 22. Dezember 2008 über die allgemeinen Vorschriften für meldepflichtige klassifizierte Anlagen unter der ICPE-Rubrik 1432: Lagerung von brennbaren Flüssigkeiten in vorgefertigten Behältern – Gültige Fassung vom 8. Februar 2012	4	133	0	0
Verordnung vom 14. Januar 2011 über die allgemeinen Vorschriften für Anlagen, die gemäß der ICPE-Rubrik 2340 der Registrierungspflicht unterliegen: Wäscherei, Wäschewaschanlage – Fassung gültig ab 8. Februar 2012	1	55	0	0

ICPE- oder IOTA-Vorschriftenverordnung	Anzahl der betroffenen EN	Anzahl der geltenden Anforderungen		
		Konform	Wird derzeit geprüft	Konformitäts management
Verordnung vom 25. Juli 1997 über die allgemeinen Vorschriften für meldepflichtige, dem Umweltschutz unterliegende Anlagen der Kategorie ICPE 2910: Verbrennungsanlagen – Gültige Fassung vom 8. Februar 2012	13	112	0	0
Verordnung vom 29. Mai 2000 über die allgemeinen Vorschriften für klassifizierte Umweltschutzanlagen, die gemäß der ICPE-Rubrik 2925 meldepflichtig sind: Werkstätten zum Laden von Akkumulatoren – Fassung gültig ab 8. Februar 2012	5	73	0	0
Verordnung vom 11. September 2003 zur Durchführung des Dekrets Nr. 96-102 vom 2. Februar 1996 und zur Festlegung der allgemeinen Vorschriften für Sondierungen, Bohrungen, Errichtung von Brunnen oder unterirdischen Bauwerken, die gemäß den Artikeln L. 214-1 bis L. 214-3 des Umweltgesetzbuchs meldepflichtig sind und unter Rubrik 1.1.1.0 der Nomenklatur im Anhang zum Dekret Nr. 93-743 vom 29. März 1993 fallen – Gültige Fassung vom 8. Februar 2012	17	37	0	0
Verordnung vom 11. September 2003 zur Durchführung des Dekrets Nr. 96-102 vom 2. Februar 1996 und zur Festlegung der allgemeinen Vorschriften für Entnahmen, die gemäß den Artikeln L. 214-1 bis L. 214-3 des Umweltgesetzbuchs genehmigungspflichtig sind und unter die Rubriken 1.1.2.0, 1.2.1.0, 1.2.2.0 oder 1.3.1.0 der Nomenklatur im Anhang zum Dekret Nr. 93-743 vom 29. März 1993 in der geänderten Fassung – Fassung vom 8. Februar 2012	8	38	0	0
Verordnung vom 11. September 2003 zur Durchführung des Dekrets Nr. 96-102 vom 2. Februar 1996 und zur Festlegung der allgemeinen Vorschriften für Entnahmen, die gemäß den Artikeln L. 214-1 bis L. 214-3 des Umweltgesetzbuchs meldepflichtig sind und unter die Rubriken 1.1.2.0, 1.2.1.0, 1.2.2.0 oder 1.3.1.0 der Nomenklatur im Anhang zum Dekret Nr. 93-743 vom 29. März 1993 – Gültige Fassung vom 8. Februar 2012	1	29	0	0

Es ist anzumerken, dass das Kernkraftwerk Blayais im Rahmen des Compliance-Prozesses Maßnahmen zu allen im Compliance-Management identifizierten Anforderungen ergreift und deren Umsetzung überwacht.

Somit ist das Kernkraftwerk Blayais so organisiert, dass die Einhaltung der für es geltenden Vorschriften jederzeit gewährleistet ist.

1.2 ZUSAMMENFASSUNG DER IM LAUFE DES BETRIEBS GESAMMELTEN ERFAHRUNGEN

1.2.1 Analyse bedeutender Ereignisse

Ereignisse gelten gemäß den Meldekriterien als bedeutend, die im ASN-Leitfaden vom 21. Oktober 2005 festgelegt sind. Dieser Leitfaden betrifft die Modalitäten der Meldung und die Kodifizierung der Kriterien für bedeutende Ereignisse, die die Sicherheit, den Strahlenschutz oder die Umwelt betreffen und für Kernkraftwerke sowie den Transport radioaktiver Stoffe gelten.

Zwischen 2012 und 2021 hat das Kernkraftwerk Blayais Folgendes gemeldet:

- 46 bedeutende Umweltvorfälle (ESE);
- 11 bedeutende Sicherheitsereignisse (ESS) im Zusammenhang mit Beeinträchtigungen;
- 6 bedeutende Strahlenschutzereignisse (ESR) im Bereich Abfall im Zusammenhang mit den geschützten Interessen;
- 2 bedeutende Transportereignisse (EST) im Bereich Abfall im Zusammenhang mit den geschützten

Interessen. Bei diesen Ereignissen wurden keine nachweisbaren wesentlichen Auswirkungen festgestellt[6]. Sie betreffen:

- **Einleitungen chemischer Abwässer:** 4 Ereignisse sind betroffen. 3 Ereignisse (2016, 2019 und 2020) betreffen die Überschreitung der durch die Einleitungsverordnung des Kernkraftwerks Blayais zugelassenen Höchstkonzentration an Schwebstoffen (MES) vor der Verdünnung.
    - Ein Vorfall (2016) ereignete sich im Anschluss an eine Reinigungsmaßnahme einer Grube des Regenwassernetzes. Die Arbeiten wurden als abgeschlossen betrachtet, obwohl Restschlämme nicht abgesaugt worden waren. Es wurden mehrere Maßnahmen ergriffen, um eine Wiederholung des Vorfalls zu verhindern.
    - Zwei Vorfälle (2019 und 2020) mit ähnlichen Ursachen. Beim Vorfall im Jahr 2019 wurde die vorzeitige Überlastung des Absetzbeckens der Regenwassergrube durch die Überlastung des Sandfängers begünstigt, der sich stromabwärts der Anlage zur Herstellung von entmineralisiertem Wasser befindet und die Schwebstoffe nicht mehr ausreichend zurückhält, sowie durch den Eintrag von Schwebstoffen aus dem Betrieb des Betonturms und durch eine unzureichende Berücksichtigung des Schwebstoffrisikos in der Risikoanalyse der Baustellen.

      Im Jahr 2020 wurde als Hauptursache für die Sättigung das Ausmaß der Post-Fukushima-Baustellen im gesamten Kernkraftwerk identifiziert. Alle Korrekturmaßnahmen wurden durchgeführt.
    - Ein Vorfall (2021) betrifft einen Mangel in der Qualitätssicherung. Der am Ufer gemessene pH-Wert ist fehlerhaft, dieser Fehler wurde jedoch nicht erkannt. Alle Korrekturmaßnahmen wurden durchgeführt.

- **Radioaktive Emissionen in die Atmosphäre:** Es sind 8 Vorfälle betroffen. Für jeden dieser Vorfälle wurden Korrekturmaßnahmen umgesetzt und abgeschlossen. Die Vorfälle haben sich nicht wiederholt.
    - Ein Vorfall (2015) steht im Zusammenhang mit einer Nichtverfügbarkeit der Überwachungsketten für die Ableitungen aus dem Kamin des Gebäudes für nukleare Hilfsanlagen (BAN) während einer Stilllegung zum Austausch einer Sicherung. Während der Dauer der Nichtverfügbarkeit erfolgte keine geplante Ableitung.
    - Ein Ereignis (2017) steht im Zusammenhang mit einer nicht vorschriftsmäßigen Verriegelung der Abluftventile des Belüftungssystems des Reaktorgebäudekontainers, die über ein spezielles Verriegelungssystem verfügen. Bei diesem Ereignis waren die Ventile zwar geschlossen, aber nicht mit diesem speziellen System verriegelt.

[6] Unter einer nachgewiesenen erheblichen Auswirkung ist gemäß dem ASN-Leitfaden vom 21. Oktober 2005 (und seit dem 1. Juli 2017 für den Teil „Transport auf öffentlichen Straßen“ gemäß dem ASN-Leitfaden Nr. 31) zu verstehen, der sich auf die Modalitäten der Meldung und die Kodifizierung der Kriterien für erhebliche Ereignisse bezieht, die die Sicherheit, den Strahlenschutz oder die Umwelt, die für Kernkraftwerke und den Transport radioaktiver Stoffe gelten:

- die wahrnehmbare Verschlechterung der Qualität der aufnehmenden Umwelt (physikalisch-chemische und radiologische Eigenschaften, Beeinträchtigung von Biotopen usw.);

- die Beeinträchtigung einer anderen Nutzung des Lebensraums.

- 1 Ereignis (2017) betrifft eine Durchflussmessung des Lüftungssystems (DVN) am Kamin des BAN, die unter dem vorgeschriebenen Wert lag. Während dieses Zeitraums von 22 Sekunden erfolgte keine gezielte Freisetzung.
- Ein Vorfall (2018) steht im Zusammenhang mit der teilweisen Nichtverfügbarkeit der Jodabsaugfunktion des Lüftungssystems des Brennelementgebäudes (DVK) infolge einer unsachgemäßen Installation einer Überbrückung während einer vorbeugenden Wartungsmaßnahme an den Schaltanlagen. Während dieses Zeitraums gab es kein Ereignis, das die automatische oder manuelle Inbetriebnahme der Jodabsaugfunktion im Brennelementgebäude erforderlich gemacht hätte.
- Ein Vorfall (2020) steht im Zusammenhang mit der Nichteinhaltung der Vorgehensweise im Anschluss an die geplante Außerbetriebnahme der Radioaktivitätsmesskette am Kamin des BAN in [Block][7] 7 4. Aufgrund unvorhergesehener Ereignisse dauerten die Wartungsarbeiten länger als vorgesehen.
- Ein Vorfall (2020) betrifft einen Mangel in der Qualitätssicherung, der dazu führte, dass Analysen von Proben der Luftemissionen aus dem Reaktorgebäude Nr. 3 herangezogen wurden, um die Bedingungen der Luftemissionen aus dem Reaktorgebäude Nr. 4 zu bestimmen. Es wurden Korrekturmaßnahmen ergriffen, und der Vorfall hat sich nicht wiederholt.
- Zwei Vorfälle (2021) betrafen einen Rückgang des Lüftungsluftdurchsatzes (DVN) am Kamin des BAN unter den vorgeschriebenen Wert. Bei keinem dieser Vorfälle fand zum Zeitpunkt des Durchsatzrückgangs eine geplante Ableitung statt.

Ein Vorfall ging auf einen organisatorischen Fehler zurück, der dazu führte, dass eine Frostschutzvorrichtung der Lüftungsanlage deaktiviert wurde, obwohl das für deren ordnungsgemäßen Betrieb erforderliche Material noch im Lager lag. Der andere Vorfall war darauf zurückzuführen, dass ein Kreislauf nach durchgeführten Arbeiten nicht konfiguriert wurde.

- **Diffuse Emissionen in die Atmosphäre:**
  - 4 Vorfälle betreffen diffuse SF_6-Emissionen in die Atmosphäre. Für jeden dieser Vorfälle wurden Korrekturmaßnahmen ergriffen und abgeschlossen. Die Vorfälle haben sich nicht wiederholt.
    - Zwei Vorfälle (2013 und 2018) stehen im Zusammenhang mit einer Ausfallzeit der externen 225-kV-Hilfsstromquelle und haben unterschiedliche Ursachen (2013: Fehler bei einer SF_6-Nachfüllmaßnahme an einem Trennschalter und 2018: materieller Defekt).
    - Ein Vorfall (2017) steht im Zusammenhang mit einem Fehler beim Wiedereinschalten der Stromversorgung des Reaktors Nr. 2 im Rahmen vorbeugender Wartungsarbeiten. Der Vorfall hat sich dank der Umsetzung von Korrekturmaßnahmen nicht wiederholt.
    - Ein Vorfall (2019) betrifft eine Überschreitung des gesetzlich vorgeschriebenen Grenzwerts für den kumulierten jährlichen SF_6-Gasverlust. Es wurden Lösungen gefunden, um reaktiv eingreifen zu können, ohne die Anlage stilllegen zu müssen.
  - 20 Vorfälle betreffen diffuse Emissionen von Kältemitteln in die Atmosphäre:
    - 1 Vorfall (2012) betrifft eine Fehlfunktion bei der Überwachung der durch eine Kälteanlage verlorenen Kältemittelmengen. Es wurden Maßnahmen ergriffen, und der Vorfall hat sich nicht wiederholt.
    - 3 Vorfälle (2013 (2), 2014) standen im Zusammenhang mit dem Verlust von Kältemitteln an Klimaanlagen aufgrund von Schäden an den Ventilanschlüssen der Kälteanlagen. Nach dem ersten Vorfall wurde eine lokale Anpassung vorgenommen, um die Ausrichtung der Ventilanordnung so zu ändern, dass sie möglichst wenig den Belastungen durch die Auflage ausgesetzt ist

[7] Block = Produktionseinheit (Reaktor).

der Schläuche an der angrenzenden Rohrleitung ausgesetzt ist. Damit konnte der durch die Vibrationen der Anlage verursachte Verschleiß jedoch nicht verhindert werden. Im Laufe des Jahres 2014 wurde eine zweite Änderung an allen Klimaanlagen der vier Blöcke des Standorts vorgenommen, wodurch die aufgetretene Störung beseitigt werden konnte.

- Ein Vorfall (2013) ereignete sich infolge einer Verschiebung eines Schlauchs im Rahmen eines Medienumfüllvorgangs an einer undichten Kälteanlage. Der Vorfall hat sich nicht wiederholt.
- Ein Vorfall (2013) betraf eine Abweichung bei der Wägung von Kältemitteln nach dem Rückbau von Kälteaggregaten. Der Vorfall hat sich nicht wiederholt.
- 4 Vorfälle (2013, 2014 (2) und 2015) betreffen den Verlust von Kältemitteln aufgrund von Vibrationen im Zusammenhang mit dem Betrieb der Anlagen an verschiedenen Kälteaggregaten.
- Ein Vorfall (2014) steht im Zusammenhang mit einem Defekt an einem Saugventil am Kompressor der Klimaanlage des Laufkrans im Maschinenraum. Es wurden Maßnahmen ergriffen, und der Vorfall hat sich nicht wiederholt.
- Zwei Vorfälle (2014 und 2016) stehen im Zusammenhang mit Ausfällen von Druckschaltern[8] an verschiedenen Kälteaggregaten, die zu Kältemittelverlusten führten. Diese beiden Vorfälle haben unterschiedliche Ursachen. Es wurden Maßnahmen ergriffen, und die Vorfälle haben sich nicht wiederholt.
- 1 Vorfall (2016) betraf den Austritt von Kältemittel aus drei Klimaanlagen infolge eines Fehlers im Verwaltungssystem für die Klimaanlagen.
- 1 Vorfall (2017) im Zusammenhang mit einem Kältemittelverlust an einer Kälteanlage in einem Dienstleistungsgebäude. Der Vorfall hat sich nicht wiederholt.
- 1 Vorfall (2017) stand im Zusammenhang mit intrinsischen Ursachen wie der Auflösung im Öl und dem Verlust von Kältemittel bei Umfüllvorgängen.
- 2 Vorfälle (2018 und 2019) betreffen eine Überschreitung des gesetzlich festgelegten Grenzwerts für den jährlichen kumulierten Kältemittelverlust. Diese Verluste sind unter anderem auf bestimmte Umfüllvorgänge, geringfügige technische Leckagen oder einen Durchbruch in einem Kältekreislauf einer Kältemaschine in einem Dienstleistungsgebäude zurückzuführen. Es wurden Maßnahmen ergriffen.
- Ein Vorfall (2020) stand im Zusammenhang mit der Überschreitung des gesetzlich festgelegten Grenzwerts für den jährlichen kumulierten Kältemittelverlust. Die Verluste sind unter anderem auf bestimmte defekte Geräte, auf durch Vibrationen verursachte Befestigungsfehler an bestimmten Aggregaten sowie auf geringfügige technische Leckagen zurückzuführen.
- 1 Vorfall (2021) im Zusammenhang mit der Überschreitung des gesetzlich festgelegten Grenzwerts für den kumulierten jährlichen Kältemittelverlust. Die Verluste sind unter anderem auf defekte Geräte oder Umfüllvorgänge zurückzuführen. Die Art der erfassten Verluste stellt die im Jahr 2020 festgelegten Maßnahmen nicht in Frage. Es wurden Korrekturmaßnahmen durchgeführt.

- **Nichteinhaltung einer behördlichen Vorschrift:** Dies betrifft 7 Vorfälle. Im Anschluss an jeden der unten aufgeführten Vorfälle wurden Maßnahmen ergriffen, um eine Wiederholung zu verhindern.
  - Zwei Vorfälle (2012 und 2018) stehen im Zusammenhang mit der Überschreitung der vorgeschriebenen Intervalle für die Überprüfung von Kühlaggregaten: Dichtheitsprüfungen (2011), Kalibrierungsprüfung der Druckschalter (2018).

[8] Ein Druckschalter ist ein Gerät, das das Überschreiten eines vorgegebenen Druckwerts eines Mediums erfasst.

- Ein Vorfall (2014) betrifft eine Überschreitung der zulässigen Menge an asbesthaltigen Abfällen auf dem Lagerplatz für sehr schwach radioaktive Abfälle (TFA). Es wurden Korrekturmaßnahmen ergriffen.
- Ein Vorfall (2017) steht im Zusammenhang mit der Nichteinhaltung des Lastenhefts bezüglich der Wartung und der vorgeschriebenen Kontrollen der Klimaanlagen durch die für die Wartung dieser Anlagen zuständige Stelle. Es wurden Korrekturmaßnahmen ergriffen.
- Ein Vorfall (2018) betrifft die Überschreitung der Untersuchungsschwellenwerte (S1) hinsichtlich der chemischen Markierung von sechs Piezometern (Phosphat-Markierungen bei 4 Piezometern und NTK-Markierungen bei 2 Piezometern) aufgrund mangelnder Überwachung. Es wurden Korrekturmaßnahmen umgesetzt.
- Ein Vorfall (2018) stand im Zusammenhang mit der Lagerung nicht erfasster Abfälle auf einem Außenbereich, der an das Gebäude für Verpackungshilfsmittel (BAC) angrenzt und nicht über die erforderlichen Genehmigungen für die Aufnahme dieser Abfälle verfügte. Es wurden Korrekturmaßnahmen ergriffen.
- 1 Vorfall (2021) im Zusammenhang mit dem Verschwinden von Kupferabfällen, die für die TFA-Nuklearkreislauf-Verwertungsanlage bestimmt waren. Die Kupferabfälle waren weder radioaktiv noch kontaminiert. Sie stellen daher kein Risiko für die Umwelt dar. Zu diesem Vorfall wurde Anzeige erstattet. Die Korrekturmaßnahmen wurden durchgeführt.

- **Abfälle:** Es sind 10 Vorfälle betroffen. Nach jedem der unten aufgeführten Vorfälle wurden Maßnahmen ergriffen, um eine Wiederholung zu verhindern.
  - Zwei Vorfälle stehen im Zusammenhang mit dem Nachweis von Abfällen mit Spuren von Radioaktivität in einem Container für konventionelle Abfälle beim Durchfahren des Fahrzeugkontrollportals C3:
    - Ein Vorfall (2013) betrifft das Vorhandensein von kontaminiertem Abfall in einem Container für konventionellen Abfall. Der Sack mit dem Abfall stammte von einer Baustelle in der Nähe des Reaktorgebäudes Nr. 4, auf der es nicht lokalisierte Kontaminationsstellen gab. Der Vorfall hat sich nicht wiederholt.
    - 1 Vorfall (2015) stand im Zusammenhang mit dem Vorhandensein eines Zurrgurts mit Spuren radioaktiver Elemente in einem Container für konventionelle Abfälle. Es wurden Korrekturmaßnahmen ergriffen, und der Vorfall hat sich nicht wiederholt.
  - 6 Vorfälle betreffen Mängel bei der Entsorgung aus dem Betrieb genommener radioaktiver Quellen:
    - 4 Vorfälle (2013 (2), 2015 und 2017) betreffen die unsachgemäße Lagerung radioaktiver Quellen (Brandmelder). Diese Vorfälle haben unterschiedliche Ursachen (mangelnde Schulung des Beteiligten, organisatorische Mängel) und betreffen nicht dieselben Brandmelder.
    - 1 Vorfall (2015) stand im Zusammenhang mit dem Verlust einer in einem Brandmelder enthaltenen radioaktiven Quelle infolge von Abbrucharbeiten.
    - Ein Vorfall (2021) betraf die Entdeckung von Brandmeldern, die radioaktive Quellen enthielten, die zwar nicht mehr in Betrieb waren, sich aber noch in der Anlage befanden. Die Brandmelder wurden umgehend im Quellenraum gelagert. Es wurden Korrekturmaßnahmen ergriffen.
  - 2 Vorfälle betreffen den Transport radioaktiver Abfälle:

  Diese Ereignisse (die 2018 im Abstand von wenigen Tagen auftraten) betreffen eine Abweichung bei der Deklaration des Inhalts der vom Kernkraftwerk versandten Pakete. Es wurden Maßnahmen ergriffen, um eine Wiederholung dieser Ereignisse zu verhindern.

Das Management bedeutender Ereignisse ist in das Managementsystem des Kernkraftwerks Blayais integriert.

Zwei wiederkehrende Vorfälle (der Verlust von Kältemittel an einer Kälteanlage in den Jahren 2013 und 2014 sowie die Überschreitung der Höchstkonzentration an Schwebstoffen vor der Verdünnung bei der Einleitung aus einer Grube des Regenwassernetzes in den Jahren 2019 und 2020) wurden identifiziert und wirksam behoben, wodurch eine Wiederholung dieser Vorfälle verhindert wurde.

Zusammenfassend lässt sich sagen, dass die wesentlichen Ereignisse behandelt wurden und die umgesetzten Maßnahmen wirksam sind.

Die wesentlichen Umweltvorfälle im Zusammenhang mit der Flüssigkeitsrückhaltung werden in Teil 1 – Kapitel 1 – Abschnitt 3 – § 3.2.3 des vorliegenden Berichts dargestellt.

Analyse und Behandlung von Abweichungen vom INB-Erlass

Um den Begriff der Abweichung von der INB-Verordnung zu verstehen, müssen die folgenden Definitionen aus Artikel 1.3 der INB-Verordnung vorgestellt werden:

- Für den Schutz wichtiges Element (EIP): *„Für den Schutz der in Artikel L. 593-1 des Umweltgesetzbuchs genannten Interessen (öffentliche Sicherheit, Gesundheit und Hygiene, Natur- und Umweltschutz) wichtiges Element, d. h. eine Struktur, eine Ausrüstung, System (geplant oder ungeplant), Material, Komponente oder Software, die in einer kerntechnischen Anlage vorhanden ist oder unter der Verantwortung des Betreibers steht und eine für den Nachweis gemäß Artikel L. 593-7 Absatz 2 des Umweltgesetzbuchs erforderliche Funktion erfüllt oder die Überprüfung dieser Funktion gewährleistet.“*

- Für den Schutz wichtige Tätigkeit (AIP): *„Tätigkeit, die für den Schutz der in Artikel L. 593-1 des Umweltgesetzbuchs genannten Interessen (öffentliche Sicherheit, Gesundheit und Hygiene, Natur- und Umweltschutz) von Bedeutung ist, d. h. eine Tätigkeit, die zu den in Artikel L. 593-7 Absatz 2 des Umweltgesetzbuchs genannten technischen oder organisatorischen Vorkehrungen beiträgt oder diese beeinträchtigen könnte. “*

- Definierte Anforderung: *„Anforderung, die einem für den Schutz wichtigen Element auferlegt wird, damit es mit den erwarteten Eigenschaften die in dem in Artikel L. 593-7 Absatz 2 des Umweltgesetzbuchs genannten Nachweis vorgesehenen Funktion erfüllt, oder die einer für den Schutz wichtigen Tätigkeit auferlegt wird, damit diese ihren Zielen im Hinblick auf diesen Nachweis gerecht wird.“*

- Abweichung: *„Nichteinhaltung einer definierten Anforderung oder Nichteinhaltung einer vom integrierten Managementsystem[9] des Betreibers festgelegten Anforderung, die die in Artikel L. 593-7 Absatz 2 des Umweltgesetzbuchs genannten Bestimmungen beeinträchtigen könnte.“*

Das Kernkraftwerk Blayais verfügt als Betreiber einer INB über ein Integriertes Managementsystem10 (SGI), das die Berücksichtigung der Anforderungen zum Schutz der in Artikel L. 593-1 des Umweltgesetzbuchs genannten Interessen sowie der Listen der EIP und AIP gewährleistet.

Abweichungen, die nach den von der ASN festgelegten Kriterien von erheblicher Bedeutung sind, sind Gegenstand einer Meldung eines bedeutenden Ereignisses.

Die vom Kernkraftwerk Blayais seit Inkrafttreten des INB-Erlasses am 1. Juli 2013 gemeldeten wesentlichen Ereignisse wurden einer Analyse unterzogen, um diejenigen zu identifizieren, bei denen es sich um Abweichungen aufgrund der Nichteinhaltung einer für einen AIP oder einen EIP festgelegten Anforderung handelt, sowie diejenigen, bei denen es sich um Abweichungen aufgrund der Nichteinhaltungeiner vom SGI festgelegten Anforderung.

[9] Die Verordnung „Événement 2016-128“ vom 10. Februar 2016 über verschiedene Bestimmungen im Nuklearbereich legt in Artikel 26 die Änderung der Terminologie fest: Das integrierte Managementsystem wird zum integrierten Verwaltungssystem.

[10] Früher: Integriertes Managementsystem (SMI).

Somit fällt unter den analysierten wesentlichen Ereignissen kein Ereignis in den Bereich:

- die Nichteinhaltung einer für ein EIP festgelegten Anforderung;
- der Nichteinhaltung einer für ein AIP festgelegten Anforderung;
- der Nichteinhaltung einer vom SGI festgelegten Anforderung.

Zusammenfassend lässt sich feststellen, dass kein Ereignis eine Abweichung im Sinne des INB-Erlasses darstellt.

1.2.2 Übereinstimmung der EIPi mit den für sie festgelegten Anforderungen

Die für den Schutz der Interessen vor Beeinträchtigungen wichtigen Elemente (EIPi) und die damit verbundenen festgelegten Anforderungen sind seit dem 1. Juli 2013, dem Datum des Inkrafttretens des INB-Erlasses, im Kernkraftwerk Blayais festgelegt und referenziert.

Im Rahmen der kontinuierlichen Verbesserung unterhält EDF ein den Herausforderungen angemessenes System, um die von seinen Anlagen ausgehenden Beeinträchtigungen für die geschützten Interessen zu kontrollieren.

So hat EDF seit 2016 Faktoren identifiziert, die zur Umweltleistung beitragen. Dabei handelt es sich um technische Maßnahmen, die ein optimiertes Management der Beeinträchtigungen ermöglichen (Beispiele: Recycling- und Aufbereitungsanlagen).

Unter diesen Elementen hat EDF neue EIPi im Sinne der Vorschriften identifiziert. Diese neuen Elemente sind seit 2016 auf Ebene des Kernkraftwerks integriert.

Die EIPi des Kernkraftwerks Blayais sind:

- Für die Einleitung radioaktiver und chemischer Abwässer:
  - Anlagen zur Einleitungssteuerung:
    - Einleitungsventile;
- Für die Ableitung von Abgasen:
  - Ventile zur Durchführung abgestimmter Ableitungen;
  - Komponenten zur Gewährleistung der Wirksamkeit der Abgasbehandlung;
  - Sensoren zur kontinuierlichen Überwachung der Ableitungen.
- Für den Abtransport konventioneller Abfälle aus dem Kernkraftwerk: die C3-Portalkrane zur Fahrzeugkontrolle.

Für ein EIPi ist eine definierte Anforderung eine Anforderung, die diesem EIPi zugewiesen wird, damit es mit den erwarteten Eigenschaften die im Nachweis zum Schutz der Interessen vorgesehene Funktion erfüllt. Seine ordnungsgemäße Funktion wird mindestens bei jeder Nutzung oder jeder durchgeführten Ableitung zusätzlich zu den Überprüfungen bei den regelmäßigen Tests überprüft. Ist ein EIPi nicht verfügbar, gewährleistet die Anwendung der festgelegten Vorgehensweise die Aufrechterhaltung der Funktion des EIPi oder die Beendigung der Auswirkungen bzw. Beeinträchtigungen. Der Nachweis des Schutzes der Interessen wird somit nicht beeinträchtigt und führt nicht zu einer Abweichung vom INB-Erlass. Umgekehrt gilt die Nichteinhaltung eines festgelegten Vorgehens für ein EIPi als Abweichung vom INB-Erlass.

Es ist zu beachten, dass die Nichtverfügbarkeit des EIPi einen Notbetrieb darstellt, dessen Akzeptanz je nach den Risiken für die geschützten Interessen zeitlich begrenzt ist. In diesem Zusammenhang wird die Nichtverfügbarkeit des EIPi über ein Tool zur Erfassung von Störungsmeldungen erfasst, und die Reparaturfristen sind mit den Risiken vereinbar und stehen in einem angemessenen Verhältnis zu diesen.

Wie in § I-1.2.1 beschrieben, wurden die seit Inkrafttreten des INB-Erlasses gemeldeten wesentlichen Ereignisse einer Analyse unterzogen, um diejenigen zu identifizieren, die eine Abweichung von diesem Erlass darstellen.

So gab es unter den analysierten wesentlichen Ereignissen keine Abweichung, die auf die Nichteinhaltung einer für eine EIPi festgelegten Anforderung zurückzuführen war.

Die Einhaltung der festgelegten Anforderungen stützt sich zudem auf vorbeugende Maßnahmen zur Überwachung und Wartung der EIPi (Beispiele: Wartungs-, Kontroll- und regelmäßige Prüfprogramme).

Die Überprüfung der Übereinstimmung dieser Maßnahmen mit den festgelegten Anforderungen für die EIPi des Reaktors Nr. 2 und die gemeinsamen EIPi des Kernkraftwerks Blayais bestand darin, sicherzustellen, dass:

- die Maßnahmen zur Wartung, Kontrolle und Prüfung tatsächlich innerhalb der vorgesehenen Fristen geplant sind;
- diese Maßnahmen vor Ort tatsächlich durchgeführt wurden;
- die Ergebnisse dieser Maßnahmen zufriedenstellend sind.

Es ist anzumerken, dass diese Anlagen im Normalbetrieb wiederholt beansprucht werden und von vorbeugenden Überwachungs- und Wartungsmaßnahmen profitieren; daher erscheint es nicht notwendig, im Rahmen der Überprüfung zusätzliche Kontrollen durchzuführen. Je nach den Ergebnissen der im Rahmen der Überprüfung durchgeführten Analysen kann jedoch bei Bedarf eine eingehendere Überprüfung vorgenommen werden.

Das Ergebnis des an den Bauwerken durchgeführten Kontrollprogramms wird im Abschnitt „Risiken“ dargestellt (siehe Abschnitt 1 – Kapitel 1 – Unterabschnitt 1). Dies entspricht teilweise der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [INC-A].

Die im Rahmen der periodischen Überprüfung im zweiten Halbjahr 2023 durchgeführten Kontrollen zeigen, dass alle vorgesehenen Instandhaltungs-, Kontroll- und Prüfmaßnahmen geplant und vor Ort durchgeführt wurden.

Von allen geprüften Geräten musste eines ausgetauscht werden, da es die erwarteten Kriterien nicht erfüllte. Bei den übrigen Geräten sind die Ergebnisse zufriedenstellend, und es sind keine zusätzlichen Überprüfungen erforderlich.

Die Organisation des Kernkraftwerks ermöglicht es ihm, die festgelegten Anforderungen in Bezug auf die EIPi sowie die damit verbundenen Bestimmungen zur Wartung und Überwachung vor Ort einzuhalten.

1.2.3 Ergänzende Prüfungen an den Anlagen zur Abwasserbehandlung und Abfallkonditionierung

In Anwendung der von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [INC-A] legt EDF die Ergebnisse der an den Anlagen zur Abwasserbehandlung und Abfallkonditionierung durchgeführten Kontrollen vor. Diese Kontrolle umfasst die Überprüfung der Angemessenheit der laufenden Kontroll- und Wartungsmaßnahmen im Hinblick auf ihre Ziele und die entsprechenden besten verfügbaren Techniken.

Alle identifizierten Anlagen wurden überprüft, um die Wartungs- und Kontrollmaßnahmen zu verifizieren. Bei diesen Maßnahmen stellt sich die Konformitätsverteilung wie folgt dar:

- In 66 % der Fälle (4 betroffene Anlagen) sind die Ergebnisse der zuletzt an den Anlagen durchgeführten Kontroll- oder Wartungsmaßnahmen zufriedenstellend.
- In 17 % der Fälle (1 betroffene Anlage) war aufgrund einer Störung eine Instandsetzung erforderlich. Es wurden keine Abweichungen festgestellt.
- In 17 % der Fälle (1 betroffene Anlage) ist keine vorbeugende Wartung an der Anlage vorgesehen.

Die Ergebnisse der Kontrollen und Wartungsmaßnahmen sowie die Auswertung der materiellen Mängel der letzten 10 Jahre (Reparaturaufträge) lassen uns zu dem Schluss kommen, dass die Kontroll- und Wartungsprogramme, denen die Anlagen unterliegen, derzeit ausreichend sind.

1.2.4 Bewältigung der Beeinträchtigungen zum Schutz der Interessen

Dieser Abschnitt gibt einen Überblick über die Bilanz der letzten zehn Jahre hinsichtlich der Beherrschung der Beeinträchtigungen durch das Kernkraftwerk Blayais, der erzielten Verbesserungen bei der Beherrschung der Auswirkungen auf Umwelt und Gesundheit sowie der im Rahmen des kontinuierlichen Verbesserungsprozesses ergriffenen Maßnahmen.

1.2.4.1 Bilanz der Wasserentnahmen und des Wasserverbrauchs

Für den Betrieb seiner Anlagen ist das Kernkraftwerk Blayais berechtigt, Wasser aus folgenden Gewässern zu entnehmen:

- der Gironde-Mündung (Brackwasser), das in einem offenen Kreislauf zur Kühlung der Kondensatoren der Dampfturbinen jedes Reaktors, des Not-Rohwasserkreislaufs (SEC) und der Waschanlagen für die Filtertrommeln verwendet wird;
- die Isle (Süßwasser) zur Erzeugung von Brauchwasser und entmineralisiertem Wasser, das für den Betrieb der Primär- und Sekundärkreisläufe, zur Nachspeisung der Kühlkreisläufe des industriellen Prozesses sowie zur Versorgung der Rohrleitungsnetze für die Brandbekämpfung benötigt wird;
- Grundwasser aus dem Oberkreide (Süßwasser) ausschließlich dann, wenn die Versorgung mit Wasser aus der Isle nicht möglich ist oder aus Sicherheitsgründen erforderlich ist.

Ergänzend versorgt die Société d'aménagement urbain et rural (Saur) das Kernkraftwerk Blayais mit Trinkwasser für den normalen Bedarf (Verpflegung, Trinkbrunnen, Sanitäranlagen, Reinigung).

Die nachstehende Tabelle 3 zeigt die Entwicklung der Wasserentnahmen und des Wasserverbrauchs des Kernkraftwerks Blayais von 2012 bis 2021.

Tabelle 3: Wasserentnahmen und -verbrauch des Kernkraftwerks Blayais von 2012 bis 2021 (Brackwasser, Süßwasser und Trinkwasser)

Jahr	Gironde-Mündung	L'Isle	Grundwasser aus der Oberkreide	Trinkwasser
	Entnommene und zurückgeleitete Mengen (in Tausend m³)	Verbrauchte Mengen (in Tausend m³)	Verbrauchte Mengen (in m³)	Verbrauchte Mengen (in m³)
2012	4.787.000	729	6 624	47 886
2013	4.650.000	706	5.240	47.117
2014	4.720.309	687	4.400	43.141
2015	4.341.758	664	21.600	42.091
2016	5.112.815	729	4.300	35.134
2017	4.935.716	727	2.500	44.919
2018	4.915.040	672	18.900	32.633
2019	5.037.873	751	4.013	31.931
2020	4.697.718	756	17.239	29.662
2021	4.920.868	743	6.318	33.478
Durchschnitt	**4.811.910**	**716**	**9.113**	**38.799**

Zwischen 2012 und 2021 hat das Kernkraftwerk für den Betrieb der vier Reaktoren mit einer Leistung von jeweils 900 MW durchschnittlich 4.811.910 Tausend m^3 Wasser pro Jahr entnommen und an der Einleitungsstelle in die Gironde-Mündung wieder eingeleitet. Die Werte blieben über den Zeitraum hinweg stabil, und die beobachteten leichten Schwankungen hängen im Wesentlichen mit der Anzahl der Tage zusammen, an denen die Reaktoren in Betrieb waren. So lässt sich beispielsweise der Anstieg der entnommenen Wassermengen im Jahr 2016 durch eine im Vergleich zu den Vorjahren längere Betriebsdauer im Jahr 2016 erklären (Stillstände wegen Wartungsarbeiten im Rahmen der zehnjährigen Inspektionen in den Jahren 2014 und 2015).

Die Entnahme von Süßoberflächenwasser (Wasser aus der Isle) belief sich zwischen 2012 und 2021 auf durchschnittlich 716.000 m^3 Wasser pro Jahr. Die Entnahmemengen blieben in diesem Zeitraum stabil.

Die Entnahme aus dem Grundwasserleiter der Oberkreide beträgt zwischen 2012 und 2021 durchschnittlich 9.113 m^3 Wasser pro Jahr.

Die Jahre, in denen die Entnahmen höher ausfielen, waren:

- 2015 und 2018: Durchführung von Pumpversuchen zur Deckung des Wasserbedarfs für die Arbeiten nach dem Reaktorunfall von Fukushima sowie Pumpvorgänge während der Niedrigwasserperiode an der Isle.
- Im Jahr 2020: Wasserentnahme zur Durchführung mehrtägiger Tests zur Nutzung von Bohrungen im Vorfeld von Arbeiten am Dekantierbecken der Anlage zur Herstellung von entmineralisiertem Wasser, die eine Unterbrechung der Wasserversorgung aus der Isle erforderten.

Zu vermerken ist außerdem ein geringer Verbrauch im Jahr 2017 infolge einer Verringerung der Testdurchführungen an den Bohrungen.

Der Trinkwasserverbrauch belief sich im Untersuchungszeitraum auf durchschnittlich 38.799 m^3 pro Jahr. Ab 2013 war in diesem Zeitraum ein Rückgang des Trinkwasserverbrauchs zu beobachten. Diese Einsparungen unterstreichen das Bestreben des Kernkraftwerks, die Wasserressourcen durch die Umsetzung einer Politik zur Reduzierung des Trinkwasserverbrauchs und die Einführung einer monatlichen Überwachung zu schonen. Es ist außerdem anzumerken, dass die Schwankungen bei den verbrauchten Wassermengen mit der Anzahl der im Kernkraftwerk anwesenden Personen und mit Reinigungsarbeiten in den Industriegebäuden zusammenhängen.

Ergriffene Maßnahmen

Der Einsatz mobiler Kläranlagen auf dem Gelände trägt dazu bei, die Nachspeisungen und Ableitungen von entmineralisiertem Wasser aus dem Sekundärkreislauf zu reduzieren und somit die für den industriellen Verbrauch entnommene Wassermenge zu verringern.

Eine mobile Kläranlage besteht aus einer Vorfilterung, einem Harzbehälter vom Typ „Mischbett“ und einer Nachfilterung (Harzfalle). Sie ist über eine dauerhafte Vorrichtung an den Sekundärkreislauf angeschlossen.

Der Einsatz mobiler Kläranlagen ermöglicht es, die Wasserqualität des Sekundärkreislaufs bei Reaktor-Neustarts zu verbessern und die Lebensdauer dieses Kreislaufs zu verlängern. Zudem lässt sich dadurch die Menge an SER-Wasser (demineralisiert und aufbereitet), die bei Neustarts verbraucht wird, deutlich reduzieren. Durch eine kürzere Wiederanlaufzeit erhöht sie die Verfügbarkeit der Anlagen und verringert die Menge des in dieser Phase eingeleiteten Abwassers.

Die mobilen Kläranlagen werden seit 2003 im Kernkraftwerk Le Blayais eingesetzt.

1.2.4.2 Bilanz der Abwasserableitungen

1.2.4.2.1 Bilanz der Einleitung radioaktiver Abwässer

Die von einem Kernreaktor erzeugte Energie stammt aus der Kernspaltung. Im Reaktor entstehen radioaktive Stoffe (Radionuklide), von denen nur ein winziger Teil in den Abwässern zu finden ist. Die Abwässer werden anschließend behandelt und/oder zwischengelagert, bevor sie unter Einhaltung der gesetzlichen Vorschriften in flüssiger Form oder in die Atmosphäre eingeleitet werden.

Die fünf Kategorien der freigesetzten Radionuklide sind: Kohlenstoff-14, Tritium, Edelgase, Jodverbindungen und sonstige Spalt- oder Aktivierungsprodukte, die Beta- oder Gammastrahlung emittieren („sonstige SP/AP“).

Die Freisetzung radioaktiver Abfälle in die Atmosphäre erfolgt über die Schornsteine der Gebäude für nukleare Hilfsanlagen (BAN). Die Einleitung radioaktiver Flüssigabfälle erfolgt in die Gironde, nach vorheriger Verdünnung in der Einleitungsanlage des Kernkraftwerks (CNPE).

Unabhängig vom Ableitungsweg werden die anfallenden atmosphärischen oder flüssigen Abfälle selektiv gesammelt, bevor sie den entsprechenden Aufbereitungssystemen zugeführt werden.

Kohlenstoff-14

Kohlenstoff-14 entsteht im Wesentlichen durch Neutronenaktivierung von im Wasser des Primärkreislaufs gelöstem Sauerstoff-17 und Stickstoff-14 sowie von im Brennstoff vorhandenem Sauerstoff-17.

Kohlenstoff-14 in flüssiger Form wird hauptsächlich über Filter und Harze oder in den Konzentraten des Verdampfungssystems zur Abwasserbehandlung zurückgehalten. Folglich gelangt nur ein geringer Teil des ursprünglich in den Kreisläufen in flüssiger Form vorhandenen Kohlenstoff-14 in die flüssigen Ableitungen.

Kohlenstoff-14 in gasförmiger Form stammt hauptsächlich aus der Entgasung der flüssigen Abwässer aus dem Primärkreislauf. Die Freisetzungen von Kohlenstoff-14 in die Atmosphäre stellen im Vergleich zum flüssigen Weg den vorherrschenden Freisetzungsweg dar.

Die jährliche freigesetzte Kohlenstoff-14-Aktivität des Kernkraftwerks Blayais im Zeitraum 2012–2021 beträgt im Durchschnitt 700 GBq/Jahr über die Luft und 47,6 GBq/Jahr über den flüssigen Weg.

Diese Werte für die Kohlenstoff-14-Emissionen wurden für den Zeitraum 2011–2015 berechnet und ab 2016 gemessen. Tatsächlich hat EDF Maßnahmen ergriffen, um die Zuverlässigkeit der Probenahme und der Messung von Kohlenstoff-14 in den flüssigen und atmosphärischen Ableitungen nachzuweisen. Somit wird die Bilanz der Kohlenstoff-14-Ableitungen auf der Grundlage der seit dem 1. Januar 2016 in den flüssigen und atmosphärischen Ableitungen gemessenen Aktivitäten erstellt.

Tritium

Tritium entsteht durch Kernspaltung in den Brennstäben sowie durch neutronische Aktivierung von Bor-10 und Lithium-6 über die chemischen Substanzen, die zur Aufbereitung des Wassers im Primärkreislauf zugesetzt werden.

Die Tritiumproduktion, ein charakteristisches Merkmal von Druckwasserreaktoren, wird kontrolliert durch:

- die Ummantelung aus einer Zirkoniumlegierung, die es ermöglicht, nahezu das gesamte durch Kernspaltung in den Brennstäben erzeugte Tritium einzuschließen;
- dem Einsatz von mit Lithium-7 angereichertem Lithium, um die Tritiumbildung im Wasser des Primärkreislaufs durch Neutronenaktivierung von Lithium-6 zu verringern.

Derzeit gibt es kein technisch und wirtschaftlich tragfähiges industrielles Verfahren, mit dem das in den Abwässern enthaltene Tritium in den in den Anlagen vorkommenden Konzentrationen entfernt werden könnte. Aufgrund des Fehlens industrieller Aufbereitungsverfahren und seiner geringen Radiotoxizität (niedrigenergetischer Beta-Strahler) wird das Tritium vollständig in die Umwelt freigesetzt, wobei der flüssige Weg bevorzugt wird, da er geringere dosimetrische Auswirkungen hat.

Die beobachteten Schwankungen bei den flüssigen Ableitungen spiegeln die von den vier Reaktoren erzeugte elektrische Leistung sowie die Tritiumverdünnungen wider, die entsprechend den in den Kreisläufen vorhandenen Mengen vorgenommen werden. Im Durchschnitt des betrachteten Zeitraums liegt die in den flüssigen Abwässern des Kernkraftwerks Blayais abgeleitete Tritiumaktivität bei etwa 10.700 GBq pro Jahr und Reaktor.

Die Tritiumfreisetzungen in die Atmosphäre sind hauptsächlich auf die Verdunstung von tritiumhaltigem Wasser aus den Becken der Brennelement- und Reaktorgebäude während der Reaktorstillstände zurückzuführen. Um diese Freisetzungen in die Atmosphäre zu begrenzen, führen die Kernkraftwerke vor dem Öffnen des Reaktorbehälters eine „Entkonzentrierung“ des Tritiums aus dem Wasser des Primärkreislaufs durch.

Die Absaugung durch die Belüftung der Decken von Behältern, die tritiumhaltige Abwässer enthalten, insbesondere der Zwischenbehälter zur Primärabwasseraufbereitung (TEP), trägt zur Freisetzung von Tritium in die Atmosphäre bei, allerdings nur in geringem Umfang. Tatsächlich verhindert bei den 900-MWe-Reaktoren ein „Atemventil“ in der Entlüftungsleitung, das den Luftaustausch in den Behältern außerhalb der Entleerungs- und Befüllungsphasen verhindert.

Das Kernkraftwerk Blayais hat verschiedene Optimierungsmaßnahmen im Zusammenhang mit der Entsorgung tritiumhaltiger Abwässer durchgeführt:

- Verbesserung der Messung der Tritiumemissionen in die Atmosphäre durch die Installation neuer Tritium-Probenahmesysteme (gekühlte Sprudler) an den Kaminen der BAN: Diese Verbesserung der Messung von gasförmigem Tritium ermöglicht eine genauere Erfassung der Emissionen. Diese neuen Tritium-Probenahmesysteme wurden 2009 im Kernkraftwerk Blayais installiert.
- Anwendung der seit 2008 geltenden Tritium-Richtlinie, die festgelegt wurde, um allgemeine Regeln für einen ordnungsgemäßen Umgang mit Tritium zu definieren.
- All diese Maßnahmen erklären den rückläufigen Trend der Tritiumaktivität, die von den vier Reaktoren des Kernkraftwerks Blayais in die Atmosphäre freigesetzt wird, wie in Abbildung 3 für den Zeitraum 2012–2021 dargestellt.

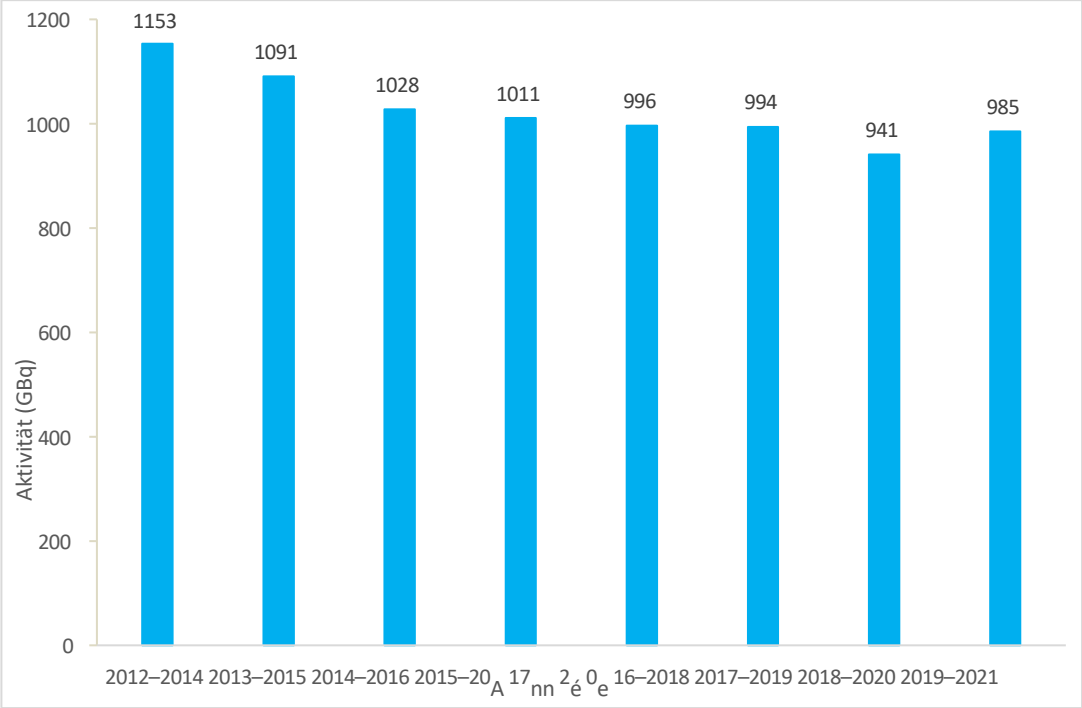


Abbildung 3: In die Atmosphäre freigesetzte Tritiumaktivität, gleitender 3-Jahres-Durchschnitt für den Zeitraum 2012–2021, Kernkraftwerk Blayais (GBq/Jahr)

Ergriffene Maßnahme

Die dosimetrischen Auswirkungen der Tritiumfreisetzungen aus Kernkraftwerken hängen von der physikalisch-chemischen Form ab, in der das Tritium freigesetzt wird: tritiumhaltiges Wasser oder Wasserdampf, tritiumhaltiges Wasserstoff oder an organische Moleküle gebundenes Tritium.

Sowohl in Frankreich als auch international ist nachgewiesen, dass das in den atmosphärischen Emissionen von PWR-Reaktoren freigesetzte Tritium überwiegend in Form von tritiumhaltigem Wasserdampf vorliegt[11] [12]. In den flüssigen Abfällen dieser Reaktoren liegt das Tritium überwiegend in Form von tritiumhaltigem Wasser vor.

EDF hat in Zusammenarbeit mit einem Universitätslabor eine Messmethode entwickelt, mit der sich die verschiedenen in den flüssigen Abfällen vorhandenen organischen Formen trennen lassen, Tritiummessungen mittels Szintillation mit geringem Hintergrundrauschen durchgeführt werden können und somit potenziell tritiumhaltige organische Formen identifiziert werden können. Die erzielten Ergebnisse lassen kein Vorhandensein tritiumhaltiger organischer Formen in den eingeleiteten Abfällen erkennen.

Edelgase

Die in den in die Atmosphäre freigesetzten radioaktiven Abgasen enthaltenen Edelgase sind überwiegend Spaltprodukte. Die wichtigsten bei der Spaltreaktion entstehenden Edelgase sind Xenon-133, Xenon-135, Krypton-85 und Xenon-131m. Sie bleiben größtenteils in der Brennstoffhülle eingeschlossen. Eine geringe Menge kann jedoch bei Undichtigkeiten der Brennstoffhülle in das Wasser des Primärkreislaufs gelangen und so in die Abwässer gelangen. Es können auch Aktivierungsprodukte wie Argon-41 vorkommen. Die in den Lagerbehältern gesammelten Abwässer werden mindestens 30 Tage lang durch radioaktiven Zerfall behandelt; dies ist die vorgeschriebene Frist, damit die Radioaktivität vor der Einleitung ausreichend abklingen kann.

[11] Tritium in der Umwelt – Zusammenfassung des Wissensstands, IRSN-DEI-Bericht 2009-05.

[12] Weißbuch zum Tritium – Arbeitsgruppen unter der Schirmherrschaft der ASN von Mai 2008 bis April 2010.

Abbildung 4 zeigt die jährliche Aktivität an Edelgasen, die vom Kernkraftwerk Blayais im Zeitraum 2012–2021 in die Atmosphäre freigesetzt wurde.

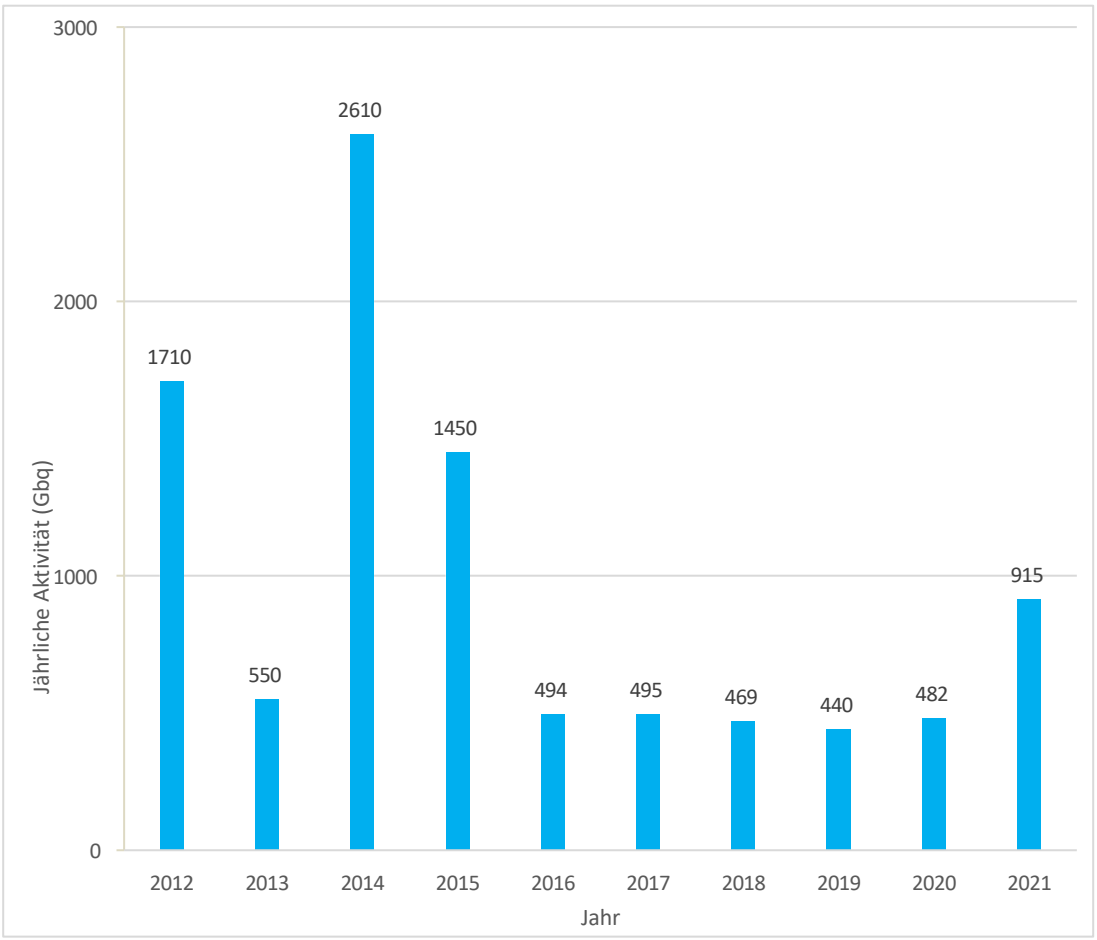


Abbildung 4: In die Atmosphäre freigesetzte Aktivität in Form von Edelgasen aus dem Kernkraftwerk Blayais im Zeitraum 2012–2021 (GBq/Jahr)

Die in Edelgasen freigesetzte Aktivität blieb im Zeitraum 2012–2021 insgesamt stabil.

Die Schwankungen der freigesetzten Aktivität in Edelgasen von Jahr zu Jahr hängen hauptsächlich vom Dichtheitszustand der Brennstoffhüllen ab. Bei Brennstoffwechseln werden defekte Brennelemente systematisch ausgetauscht.

Die in den Jahren 2012, 2014 und 2015 gemessenen Aktivitäten in Edelgasen stehen im Zusammenhang mit der Dichtheit der Brennstoffhüllen von Reaktor Nr. 2. Die betroffenen Brennelemente wurden beim nächsten Brennelementwechsel ausgetauscht.

Die beobachteten geringen Emissionswerte wurden durch eine Reihe von Maßnahmen erreicht, darunter insbesondere:

- Maßnahmen zur Verbesserung der Dichtheit der Brennstoffhüllen;
- Maßnahmen zur Verbesserung der Dichtheit der Kreisläufe, in denen radioaktive Gase zirkulieren;
- der Möglichkeit, die Aktivität kurzlebiger Radionuklide länger abklingen zu lassen, indem die Entsorgung der Brennelemente aufgeschoben wurde;
- Verbesserungen bei der Überwachung und dem Austausch defekter Brennelemente.

Jod

Das in den radioaktiven Abwässern des Kernkraftwerks (hauptsächlich Jod-131 und Jod-133) enthaltene Jod ist ein Spaltprodukt, das im Brennstoff durch die Spaltung von Uran- oder Plutoniumatomen entsteht. Es verbleibt zum größten Teil in der Brennstoffhülle eingeschlossen. Eine geringe Menge kann jedoch bei Undichtigkeiten der Brennstoffhülle in das Wasser des Primärkreislaufs gelangen und anschließend in den Abwässern wiedergefunden werden.

Die in den flüssigen radioaktiven Abwässern enthaltenen Iodverbindungen werden durch die Abwasseraufbereitungssysteme (Filtration, Entmineralisierung mit Harzen, Trennung durch Verdampfung) wirksam zurückgehalten. Iod-131 und Iod-133 haben kurze Halbwertszeiten (8 Tage bzw. 21 Stunden) und zerfallen daher schnell.

Das in den atmosphärischen radioaktiven Abgasen enthaltene Jod wird durch radioaktiven Zerfall in den Lagerbehältern abgebaut und/oder durch den Durchlauf durch Jodfallen (Aktivkohle) zurückgehalten.

Die Schwankungen der Jodfreisetzungen von Jahr zu Jahr hängen hauptsächlich von der Dichtheit der Brennstoffhüllen des laufenden oder eines vorherigen Zyklus (Restgehalt) sowie von der Wirksamkeit der Aufbereitungssysteme ab.

Abbildung 5 zeigt die jährliche Iodaktivität, die vom Kernkraftwerk Blayais im Zeitraum 2012–2021 in die Atmosphäre freigesetzt wurde. Die in diesem Zeitraum freigesetzten Iodaktivitäten sind gering und liegen im Durchschnitt bei 0,037 Gbq/Jahr.

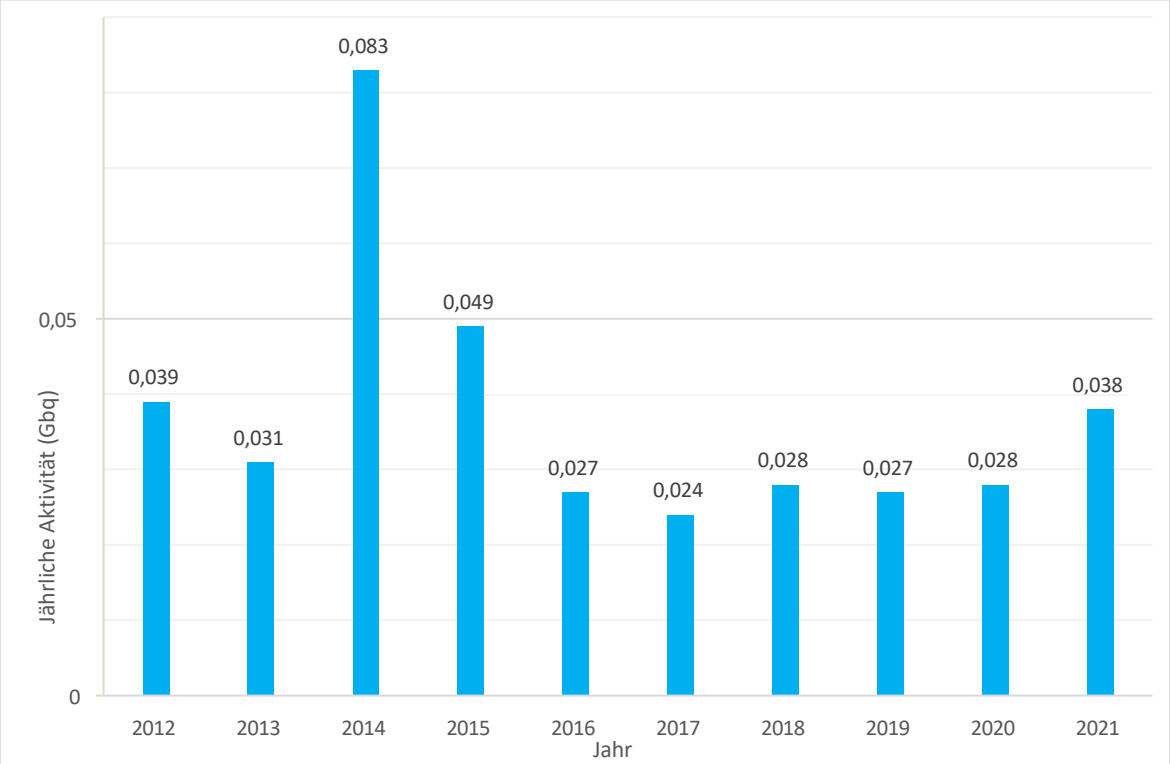


Abbildung 5: In die Atmosphäre freigesetzte Jodaktivität des Kernkraftwerks Blayais im Zeitraum 2012–2021 (GBq/Jahr)

Die im Jahr 2014 festgestellte Aktivität steht im Zusammenhang mit der Dichtheit der Brennstoffhüllen von Reaktor Nr. 2. Die betroffenen Brennelemente wurden bei der folgenden Brennelementwechselaktion ausgetauscht.

Die Jodfreisetzungen in flüssiger Form sind in der folgenden Abbildung 6 dargestellt:

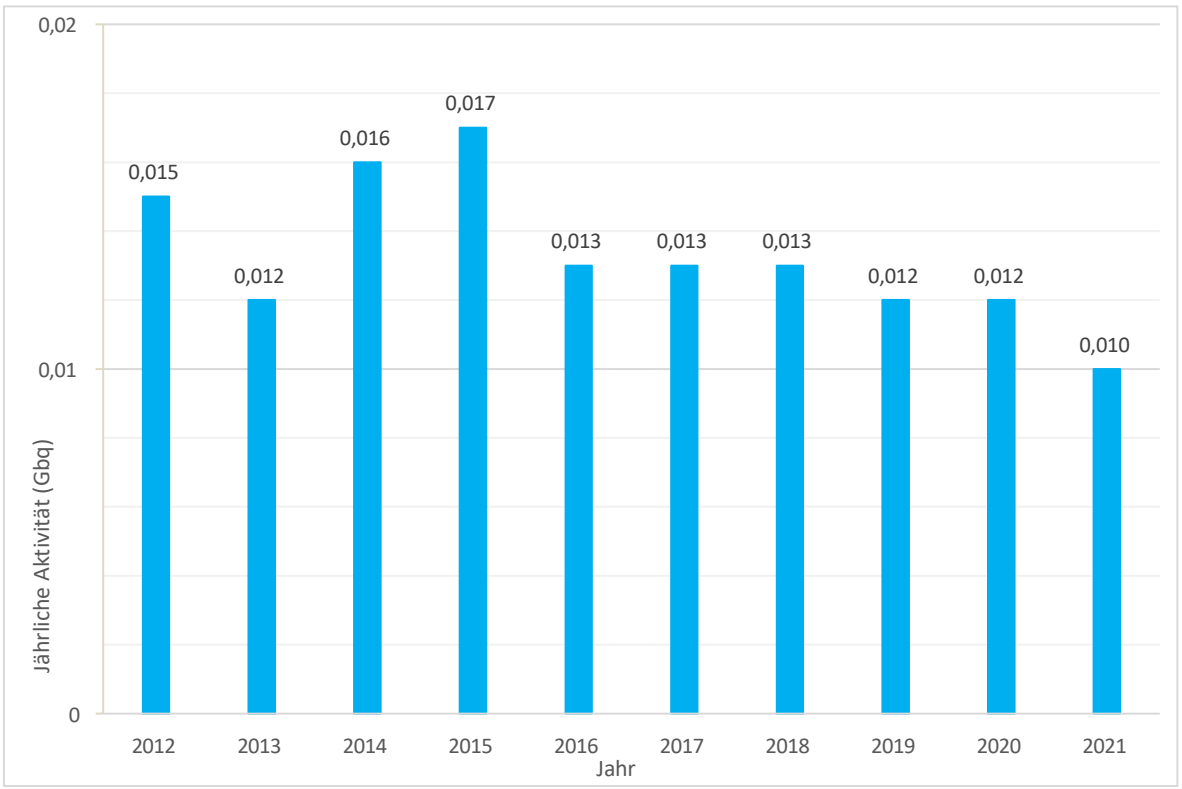


Abbildung 6: In die Abwässer des Kernkraftwerks Blayais eingeleitete Jodaktivität im Zeitraum 2012–2021 (GBq/Jahr)

Die über flüssige Abfälle im Berichtszeitraum freigesetzte Jodaktivität ist insgesamt stabil und gering. Ergriffene Maßnahmen

Um die Konformität der Lüftungssysteme hinsichtlich der Einhaltung der Sicherheitskriterien gemäß den Vorgaben der 4. Zehnjahresinspektion (VD4) für Jodfreisetzungen zu gewährleisten, setzt EDF zusätzlich die Änderung PNPP1945 „Belüftung von Jodräumen“ um, die darin besteht, die identifizierten Räume an eine Absauganlage mit Jodfilter anzuschließen. Diese Änderung ist Teil des Umfangs der Phase B der VD4 900 und wird am Reaktor Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais im Einklang mit dem Zeitplan für deren Umsetzung integriert.

Sonstige Spalt- oder Aktivierungsprodukte, die Beta- oder Gamma-Strahlung emittieren („sonstige PF/PA“)

Neben den bereits zuvor genannten Radionukliden lassen sich die im Prozess vorhandenen radioaktiven Stoffe in zwei Kategorien einteilen:

- Spaltprodukte (PF), die im Brennstoff durch die Spaltung von Uran- oder Plutoniumatomen entstehen. Bei diesen Spaltprodukten handelt es sich um Radionuklide wie Cäsium-134 und Cäsium-137, die fast vollständig im Brennstoff eingeschlossen bleiben. Eine geringe Menge kann jedoch bei Undichtigkeiten der Brennstoffhülle in das Wasser des Primärkreislaufs gelangen und anschließend in den Abwässern wiederzufinden sein;

- Aktivierungsprodukte (AP), die außerhalb des Brennstoffs durch die Einwirkung von Spaltneutronen auf die dem Neutronenfluss ausgesetzten Komponenten (Reaktorbehälter, Rohrleitungen, Steuerstäbe) sowie auf die im Wasser des Primärkreislaufs enthaltenen chemischen Elemente wie Bor, Lithium und die von den mit dem Primärmedium in Kontakt stehenden Oberflächen freigesetzten Korrosionsprodukte entstehen. Zu den Aktivierungsprodukten zählen insbesondere die Kobaltisotope 58 und 60, Mangan-54, Antimon-124 und Silber-110m.

Die übrigen Spalt- und Aktivierungsprodukte (Beta- oder Gamma-Strahler außer Tritium, Kohlenstoff-14, Jod und Edelgase), die in Form von Aerosolen in den Abgasen vorhanden sind, werden durch radioaktiven Zerfall in den Lagerbehältern behandelt und/oder durch den Durchlauf durch Hochleistungsfilter zurückgehalten.

In den flüssigen Abfällen werden die übrigen Spalt- und Aktivierungsprodukte (Beta- oder Gamma-Strahler außer Tritium, Kohlenstoff-14 und Jodverbindungen) größtenteils durch die Aufbereitungssysteme (Filter oder Harze) des kontinuierlichen Wasserreinigungssystems des Primärkreislaufs (RCV-Kreislauf) und der Abwasseraufbereitungssysteme (TEP- und TEU-Kreisläufe). Im gesamten Kraftwerkspark ist die Aktivität dieser von den in Betrieb befindlichen Reaktoren freigesetzten Radionuklide seit 1985 um den Faktor 100 zurückgegangen.

Dieses Ergebnis ist auf die Verbesserungen an den Sammel- und Aufbereitungskreisläufen sowie auf die Bemühungen des Betreibers zurückzuführen, die Entstehung von Abwässern bereits an der Quelle zu reduzieren. Das erreichte Ableitungsniveau bei PF und PA wird als optimal angesehen.

Die jährliche Aktivität anderer Spalt- oder Aktivierungsprodukte, Beta- oder Gamma-Strahler („andere PF/FA“), die vom Kernkraftwerk Blayais im Zeitraum 2012–2021 in die Atmosphäre freigesetzt wurden, ist in Abbildung 7 dargestellt und liegt im Durchschnitt bei etwa 0,006 GBq.

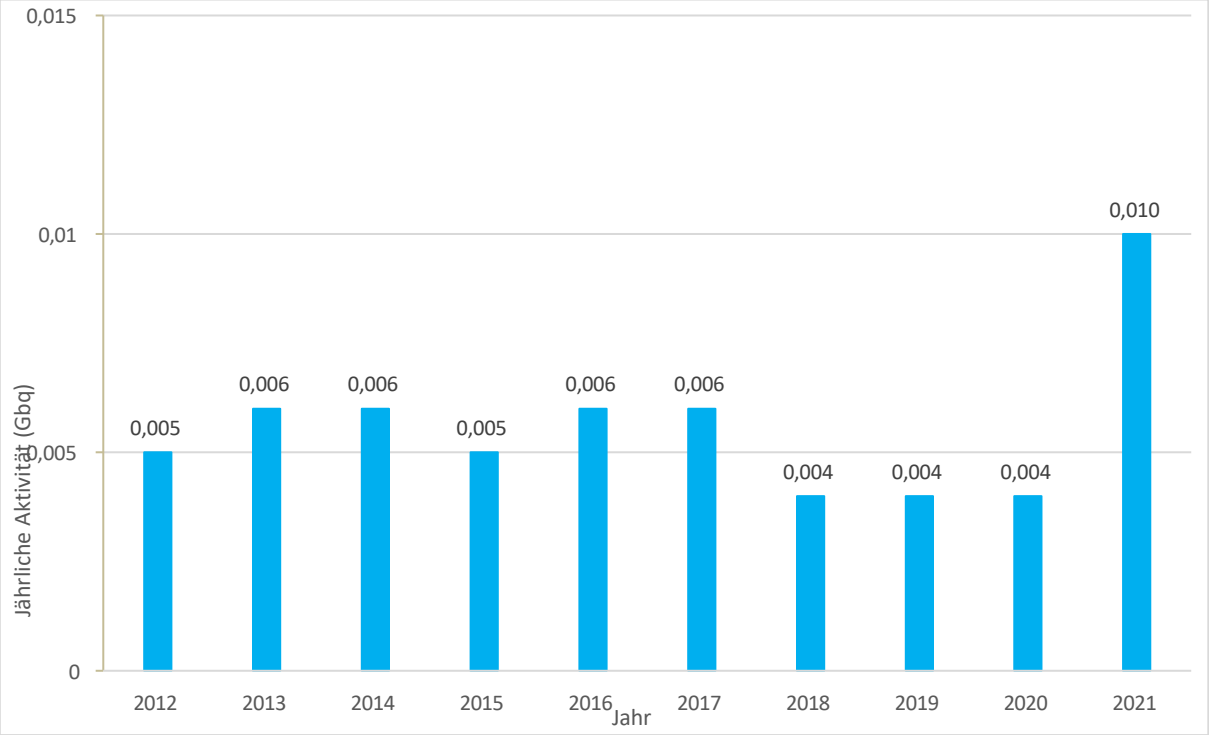


Abbildung 7: In die Atmosphäre freigesetzte Aktivität anderer PF/PA durch das Kernkraftwerk Blayais im Zeitraum 2012–2021 (GBq/Jahr)

Die in den Bezugszeitraum in die Atmosphäre freigesetzte Aktivität anderer PF-PA ist gering und stabil, wobei seit 2018 ein rückläufiger Trend zu verzeichnen ist.

Der im Jahr 2021 beobachtete Anstieg der Aktivität anderer PF/PA hängt mit dem einmaligen Nachweis eines Radionuklids zusammen. Die jährlich freigesetzte Aktivität liegt weiterhin deutlich unter den gesetzlichen Grenzwerten (Jahresgrenzwert bei 0,28 Gbq).

Abbildung 8 zeigt die jährliche Aktivität bei „sonstigen PF/PA“, die im Zeitraum 2012–2021 vom Kernkraftwerk Blayais in die flüssigen Abwässer eingeleitet wurde. Sie liegt im Durchschnitt bei etwa 0,579 GBq/Jahr.

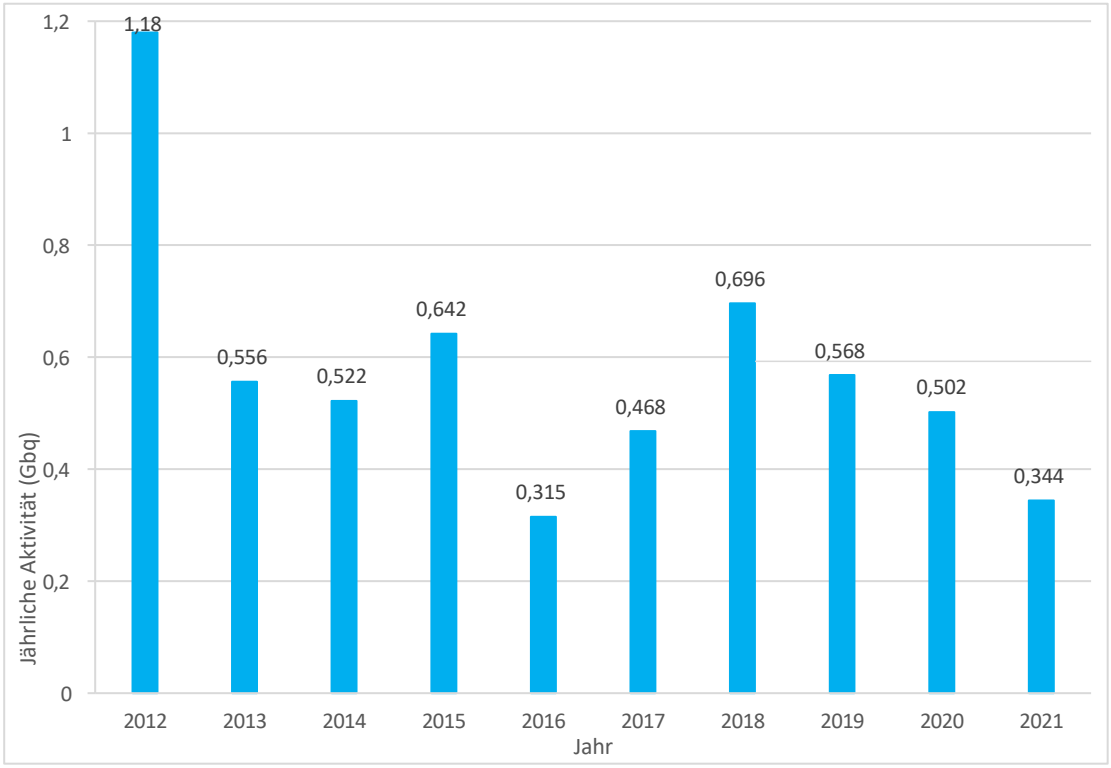


Abbildung 8: Aktivität anderer PF/PA, die im Zeitraum 2012–2021 in die Abwässer der Kernkraftanlage Blayais eingeleitet wurde (GBq/Jahr)

Insgesamt ist die eingeleitete Aktivität im Zeitraum 2012–2021 gering und stabil.

Die im Jahr 2012 beobachtete Aktivität ist auf eine Vermischung der Abwässer aus dem Kernkraftwerksbereich mit denen aus dem Not-Rohwasserkreislauf (SEC) zurückzuführen.

1.2.4.2.2 Bilanz der Einleitungen chemischer Abwässer

Der Betrieb eines Kernkraftwerks erfordert den Einsatz chemischer Stoffe, die zu Einleitungen in die Umwelt in flüssiger Form oder in die Atmosphäre führen. Die wichtigsten Parameter, die für die Einleitung chemischer Abwässer aus dem Kernkraftwerk Le Blayais repräsentativ sind, stammen aus dem flüssigen Einleitungsweg.

Die Stoffe, deren Einleitung in die Umwelt ein Problem darstellt, sind:

- Borsäure, Hydrazin, Morpholin, Ethanolamin und Gesamtstickstoff aus der Aufbereitung der Primär- und Sekundärkreisläufe;
- Phosphate, die aus der Aufbereitung bestimmter nuklearer und konventioneller Hilfskreisläufe stammen, vor allem aus den Zwischenkühl- und Heißwasserkreisläufen.

In den folgenden Abschnitten werden die Bilanz dieser wichtigsten Parameter über einen Zeitraum von zehn Jahren sowie die vom Betreiber durchgeführten oder eingeleiteten Optimierungsmaßnahmen dargestellt.

Einleitungen von Borsäure

In Lösung im Wasser des Primärkreislaufs trägt Borsäure (H_3BO_3) zusammen mit den Steuerstäben zur Steuerung der Kernreaktion bei. Bor-10, ein Isotop, das zu etwa 20 % im natürlichen Bor vorkommt, absorbiert Neutronen und bildet dabei (radioaktives) Tritium oder (stabiles) Lithium-7. Die Borkonzentration im Wasser des Primärkreislaufs schwankt im Laufe des Reaktorzyklus. Der Borgehalt zu Beginn des Zyklus wird in Abhängigkeit von neutronischen Parametern und der gewünschten Zyklusdauer festgelegt. Seine Konzentration sinkt im Laufe des Zyklus allmählich ab. Dazu wird es aus dem Primärkreislauf abgeführt und gelangt in die radioaktiven Abwässer. Im Primärkreislauf verändert sich die Konzentration von 2.000 ppm zu Beginn des Zyklus auf einen Wert nahe Null am Ende des Zyklus.

Die borhaltigen radioaktiven Abwässer aus dem Primärkreislauf können nach Durchlaufen des Aufbereitungssystems für Primärabwässer (TEP) als Zusatzwasser für den Primärkreislauf wiederverwendet werden. Diese bereits bei der Auslegung vorgesehene Rückführung ermöglicht es, die in Form von Borsäure abgeleiteten Mengen zu begrenzen.

Die nicht in den Primärkreislauf zurückgeführte Borsäure (Entkonzentration) sowie die borhaltigen radioaktiven Abwässer, die hauptsächlich bei Probenahmen, Wartungsarbeiten (Entleerung) und der Brennelemententnahme oder bei Undichtigkeiten von Bauteilen anfallen, werden dem Abwasseraufbereitungssystem (TEU) zugeführt. Die Borsäure liegt nach der Aufbereitung durch Verdampfung entweder in Form von festem Abfall (Konzentrat) oder in Form von flüssigem Abwasser in den Lager- und Kontrollbehältern vor der Einleitung vor.

Abbildung 9 zeigt die jährlichen Einleitungen von Borsäure aus dem Kernkraftwerk Le Blayais in flüssiger Form im Zeitraum 2012–2021.

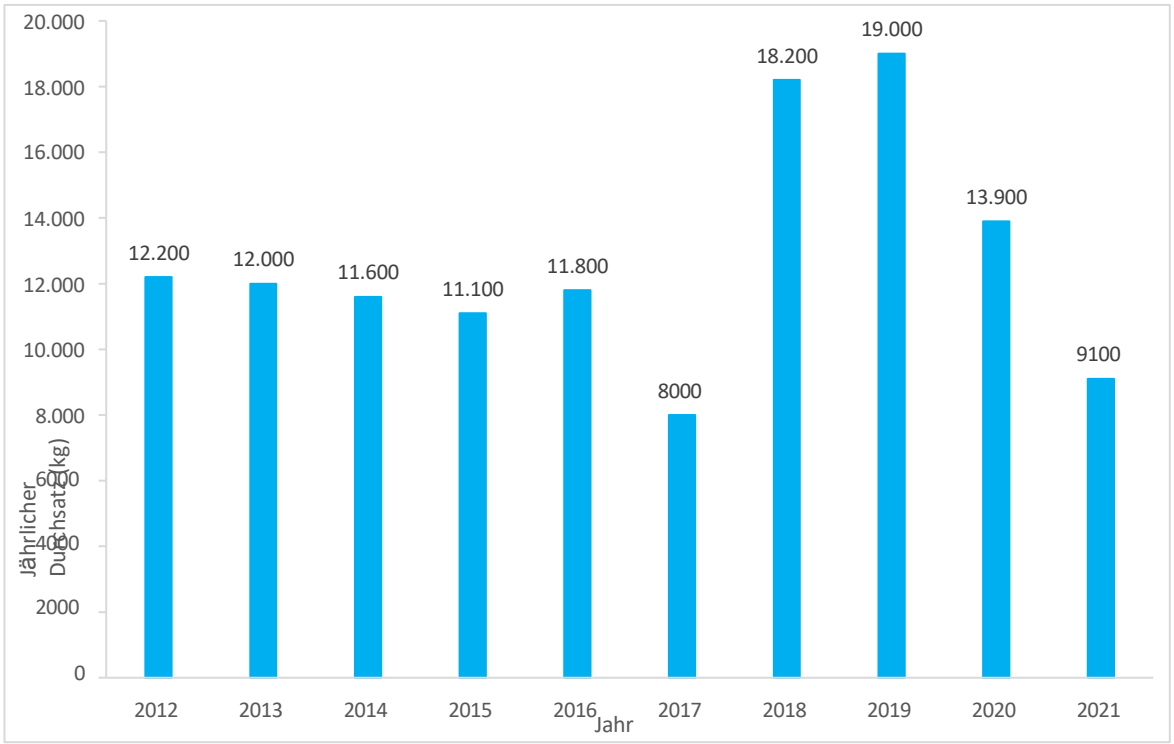


Abbildung 9: Jährliche Einleitungen von Borsäure im Zeitraum 2012–2021 durch das Kernkraftwerk Blayais

Im Berichtszeitraum blieb die Menge der eingeleiteten Borsäure insgesamt stabil.

Die in den Jahren 2018 und 2019 festgestellten Mengen lassen sich unter anderem durch zahlreiche Entsilikierungsmaßnahmen zur Einhaltung der chemischen Betriebsvorschriften für den Primärkreislauf sowie durch eine automatische Abschaltung des Reaktors Nr. 4 erklären.

Hydrazin-Emissionen

Hydrazin (N_2H_4) wird hauptsächlich im Sekundärkreislauf eingesetzt, um den Gehalt an gelöstem Restsauerstoff zu reduzieren, ein reduzierendes Milieu aufrechtzuerhalten und so die Korrosion der im Kreislauf vorhandenen Werkstoffe zu minimieren. Hydrazin wird in Form von Hydrazinhydrat ($N_2H_4 \cdot H_2O$) eingespeist und zersetzt sich bei Erwärmung zu Ammoniak, das zur Aufrechterhaltung des pH-Werts beiträgt. Die Zersetzungsrate von Hydrazinhydrat zu Ammoniak ist hoch; ein auf einen hohen pH-Wert eingestellter Reaktor verbraucht mehrere Tonnen Hydrazin pro Jahr bei Einleitungen von weniger als 1 kg. Vor der Einleitung durchlaufen die Abwässer des Sekundärkreislaufs die Sammelbehälter für das Grubenwasser aus dem Maschinenraum (Ex-Behälter).

Hydrazinhydrat wird in sehr begrenztem Umfang auch im Primärkreislauf eingesetzt, um während der Wiederanlaufphase die „chemische Stufe“ zwischen 60 °C und 120 °C (Entfernung von Sauerstoff aus dem Primärkreislauf) durchzuführen. Überschüssiges Hydrazinhydrat wird beim Temperaturanstieg thermisch zu Ammoniak zersetzt („thermisches Cracking“).

Schließlich wird Hydrazinhydrat zur Nasskonditionierung der Dampferzeuger (GV) bei Reaktorstillstand verwendet. Im Rahmen dieser Anwendung werden eventuelle Flüssigkeitsabfälle hauptsächlich in die T-Behälter geleitet, die für die Aufnahme der flüssigen Abfälle aus dem Kernkraftwerksbereich vorgesehen sind.

In den T- und Ex-Behältern wird das Hydrazin durch Oxidation in Distickstoff (N_2) und Wasser umgewandelt. Diese Reaktion wird durch das Umrühren des Abwassers und – bei entsprechend ausgestatteten Behältern – durch Luftbeaufschlagung in Verbindung mit der Zugabe von Kupfersulfat (Reaktionskatalysator) gefördert.

Im Kernkraftwerk Blayais erfolgt der Abbau von Hydrazin seit 2009 in den T-Behältern und seit 2011 in den Ex-Behältern durch Luftbeaufschlagung und die Zugabe von Kupfersulfat ($CuSO_4$).

Abbildung 10 zeigt die jährlichen Hydrazin-Emissionen aus den T-, S- und Ex-Behältern des Kernkraftwerks Blayais im Zeitraum 2012–2021.

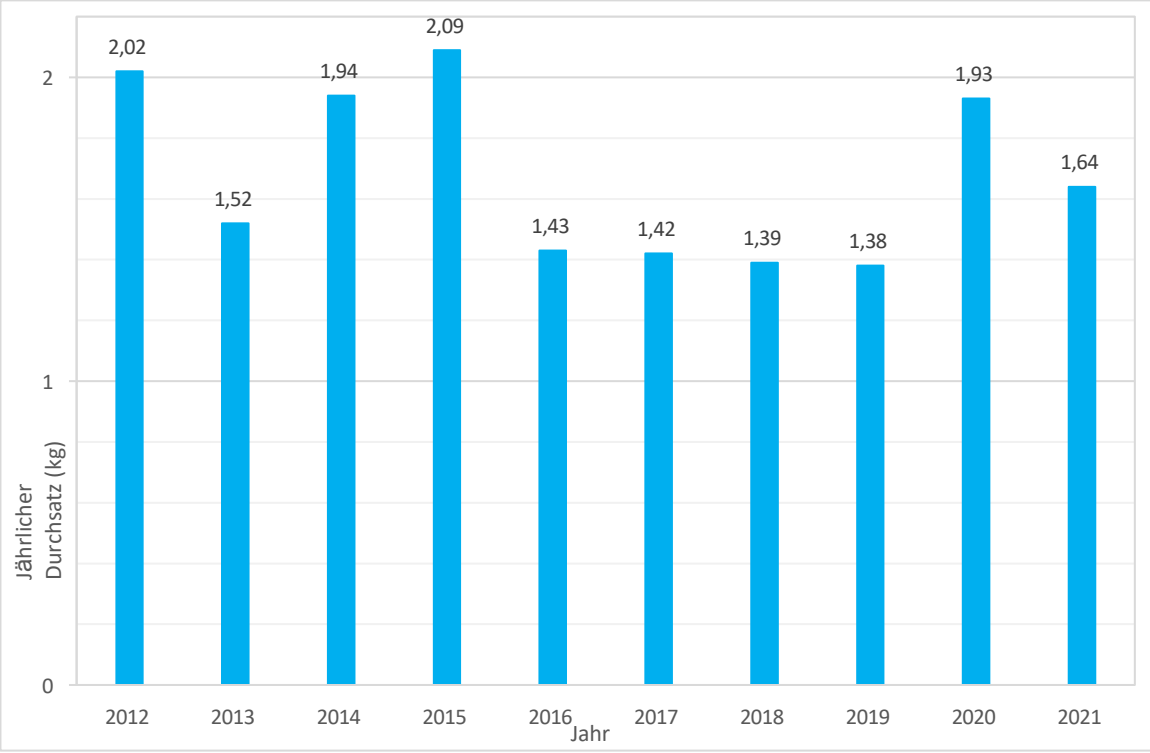


Abbildung 10: Jährliche Hydrazin-Emissionen des Kernkraftwerks Blayais im Zeitraum 2012–2021

Ab 2012 gingen die Hydrazin-Emissionen zurück, nachdem im Kernkraftwerk Blayais ein Verfahren zur Zersetzung von Hydrazin durch Belüftung mit Luft mittels Injektion von Kupfersulfat in die Behälter eingeführt wurde.

Eingeleitete Maßnahmen

Es wird eine technische Überwachung durchgeführt, um einen möglichen Ersatzstoff für Hydrazin zu identifizieren. Derzeit zeigen diese Überwachungsarbeiten, dass es keine andere Substanz gibt, die dieselben chemischen Eigenschaften aufweist und die Konditionierung der Kreisläufe in allen auftretenden Betriebszuständen des Reaktors ermöglicht.

Darüber hinaus werden derzeit in allen Kernkraftwerken des Parks Optimierungen am Hydrazinhydrat-Einspritzsystem (SIR) vorgenommen. So sollen die Kolben-Dosierpumpen schrittweise durch Doppelmembranpumpen ersetzt werden, die eine bessere Dichtheit aufweisen. Diese Umrüstung soll an den vier Reaktoren des Kernkraftwerks Blayais durchgeführt werden.

Emissionen von Morpholin und Ethanolamin

Morpholin (C4H9NO) und Ethanolamin (C2H7NO) sind flüchtige Amine, die zur Konditionierung des Sekundärkreislaufs eingesetzt werden, um im gesamten Kreislauf einen optimalen pH-Wert hinsichtlich der Korrosion aufrechtzuerhalten. Ihre Wirkung auf den pH-Wert wird durch Ammoniak ergänzt, das bei der thermischen Zersetzung von Hydrazin entsteht. Die Konditionierung des Sekundärkreislaufs unterliegt chemischen Spezifikationen, die insbesondere unter Berücksichtigung der Art der vor Korrosion zu schützenden Werkstoffe und der Umgebungsbedingungen festgelegt werden. Morpholin und Ethanolamin werden auch für die Nasskonditionierung von Dampferzeugern verwendet.

Die das Konditionierungsamin enthaltenden Abwässer stammen aus den Entleerungen zur Konzentrationsreduzierung, die zur Einhaltung der chemischen Spezifikationen des Sekundärkreislaufs durchgeführt werden, aus Wasserverlusten (Probenahmen, Undichtigkeiten) sowie aus den Entleerungen der Dampferzeuger und der Wasserstation während Abschalt- und Wartungsarbeiten. Die Abwässer werden vor der Einleitung in die Lager- und Kontrollbehälter geleitet.

Ergriffene Maßnahmen

Im Rahmen eines kontinuierlichen Verbesserungsprozesses ist unter den drei verwendeten Substanzen (Ammoniak, Morpholin, Ethanolamin) zur Aufrechterhaltung eines optimalen pH-Werts im Sekundärkreislauf derzeit die Konditionierung mit Ethanolamin (C_2H_7NO) das Ziel, da sie den besten Kompromiss zwischen dem Schutz der Anlagen und den Einleitungen bietet. Tatsächlich weist Ethanolamin gegenüber Morpholin folgende Vorteile auf:

- Dank seiner höheren Basizität sind die zur Aufrechterhaltung des vorgegebenen pH-Werts erforderlichen Ethanolamin-Mengen geringer als die Morpholin-Mengen, die zur Aufrechterhaltung desselben pH-Werts benötigt werden; die Ethanolamin-Aufbereitung verursacht daher weniger Abfälle;
- Dank seiner geringen Flüchtigkeit bietet Ethanolamin bei gleichem pH-Wert einen besseren Schutz als Morpholin gegen Korrosion und Erosion von unlegierten oder niedriglegierten Stählen in den flüssigen Anteilen von Zweiphasenbereichen und trägt so dazu bei, die Betriebsdauer der Rohrleitungen und Druckbehälter der Wasserstation zu verlängern;
- Ethanolamin ist thermisch stabiler als Morpholin und erzeugt weniger Zersetzungsprodukte im Sekundärkreislauf;
- Ethanolamin ist biologisch besser abbaubar als Morpholin.

Im Kernkraftwerk Blayais wurde Morpholin bis 2017 verwendet, dann wurde es in allen vier Reaktoren durch Ethanolamin ersetzt.

Abbildung 11 zeigt den jährlichen Morpholin-Durchsatz, der bis 2018 insgesamt stabil blieb:

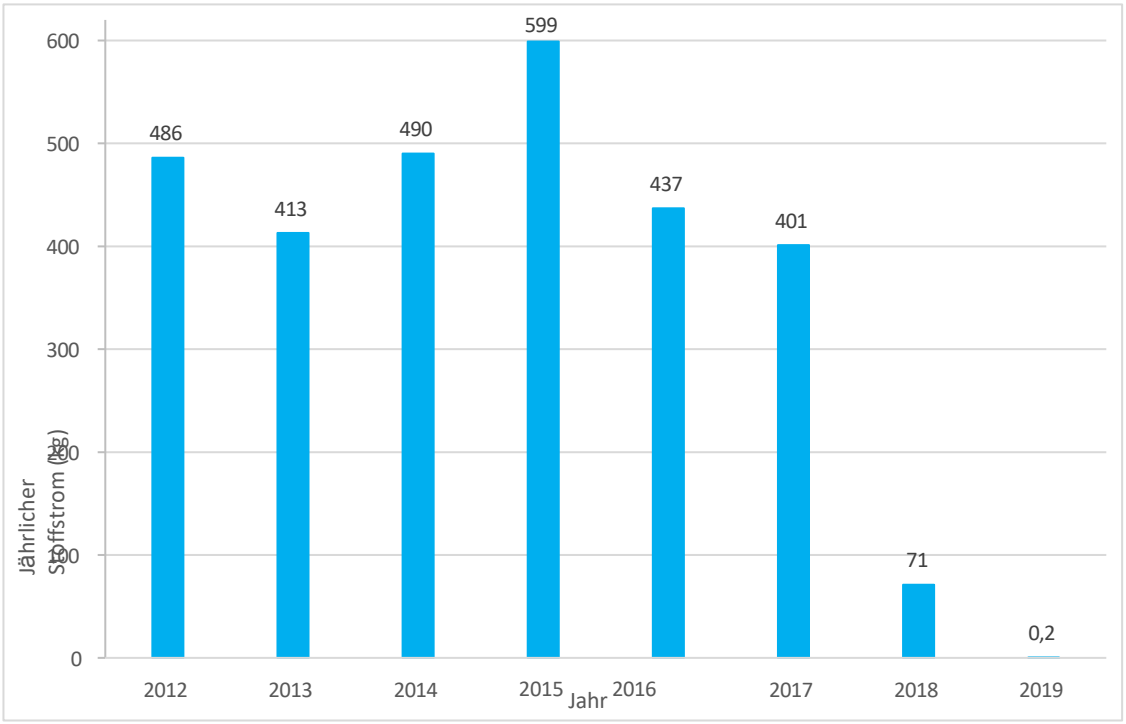


Abbildung 11: Jährliche Morpholin-Emissionen des Kernkraftwerks Blayais im Zeitraum 2012–2019

Abbildung 12 zeigt den jährlichen Abfluss von Ethanolamin.

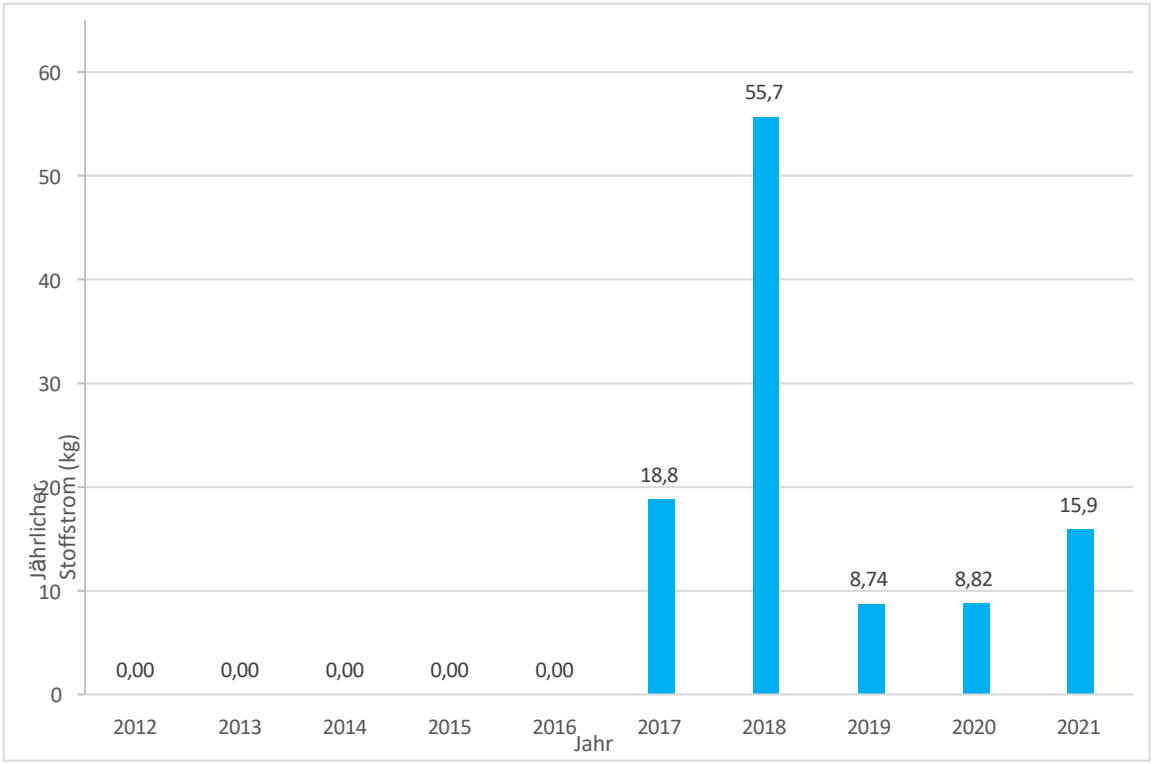


Abbildung 12: Jährliche Ethanolamin-Emissionen der Kernkraftanlage Blayais im Zeitraum 2012–2021

Ende 2018 entschied sich das Kernkraftwerk Blayais für ein Messverfahren mit einer niedrigeren Bestimmungsgrenze, das somit besser für den zu messenden Ethanolamin-Fluss geeignet ist. Infolgedessen wurden die Emissionen in den Jahren 2017 und 2018 zu hoch angesetzt.

Stickstoffemissionen

Stickstoff, der überwiegend in Form von Ammoniak vorliegt, entsteht durch den thermischen Abbau von Hydrazinhydrat, das zur Konditionierung des Sekundärkreislaufs eingesetzt wird, um die Korrosion in diesem Kreislauf zu verringern. Bei Reaktorstillständen kann Ammoniak zur Nasskonditionierung der Dampferzeuger verwendet werden.

Abbildung 13 zeigt die jährlichen Gesamtstickstoffemissionen (Ammonium, Nitrite, Nitrate) aus den Behältern T, S und Ex für den Zeitraum 2012–2021. Die jährlichen Stickstoffemissionen betragen im Durchschnitt 1.840 kg für das Kernkraftwerk Blayais.

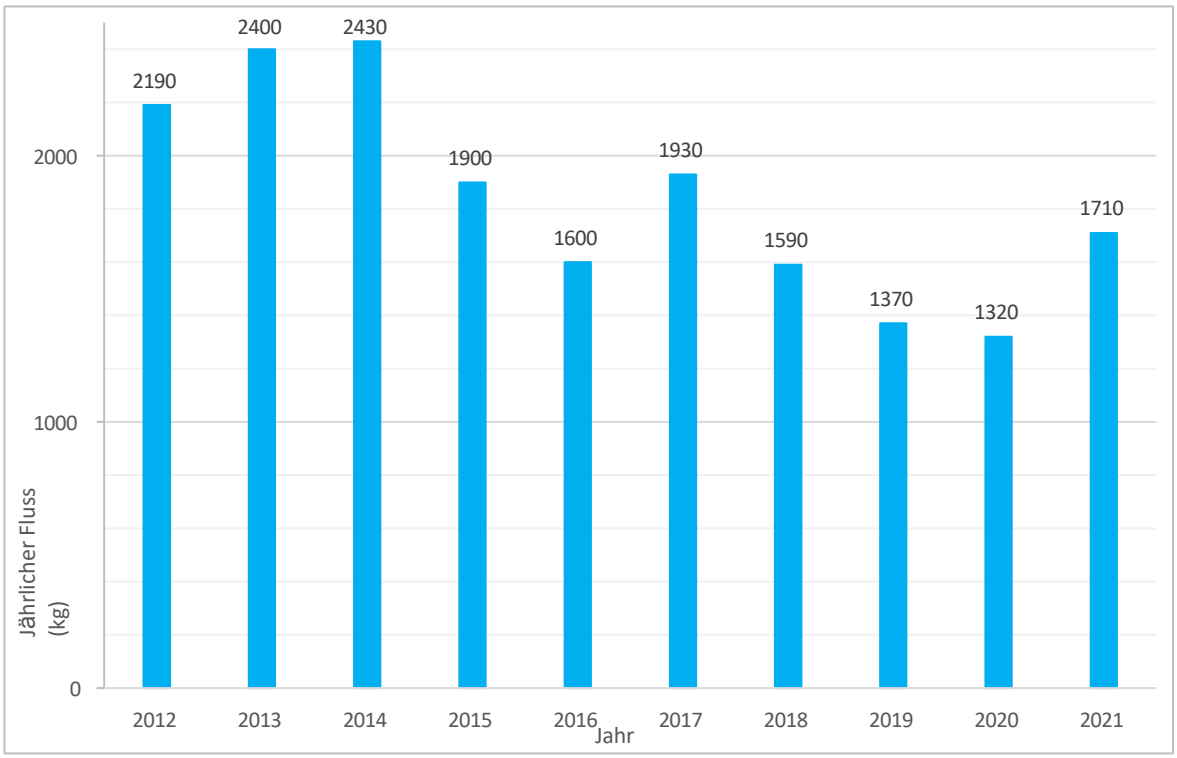


Abbildung 13: Jährliche Gesamtstickstoffemissionen des Kernkraftwerks Blayais im Zeitraum 2012–2021

Im Zeitraum 2012–2021 ist ein rückläufiger Trend bei den Gesamtstickstoffeinleitungen zu beobachten.

Phosphat-Emissionen

Trinatriumphosphat (Na_3PO_4) wird zur Aufbereitung der Zwischenkühlkreisläufe des Kernkraftwerksbereichs (RRI- und DEG-Kreisläufe) sowie der Kreisläufe des nicht-nuklearen Bereichs verwendet, zu denen die Zwischenkühlung (SRI-Kreislauf) und die Verteilung von überhitztem Wasser (SES) gehören. Phosphathaltige Abwässer entstehen bei den notwendigen Nachfüllungen, Ableitungen oder Entleerungen dieser Kreisläufe, um die chemischen und radiochemischen Spezifikationen einzuhalten.

Abbildung 14 zeigt die jährlichen Phosphat-Einleitungen aus den Behältern T, S und Ex des Kernkraftwerks Blayais im Zeitraum 2012–2021. Die durchschnittliche jährliche Phosphat-Einleitung im Bezugszeitraum beträgt 231 kg.

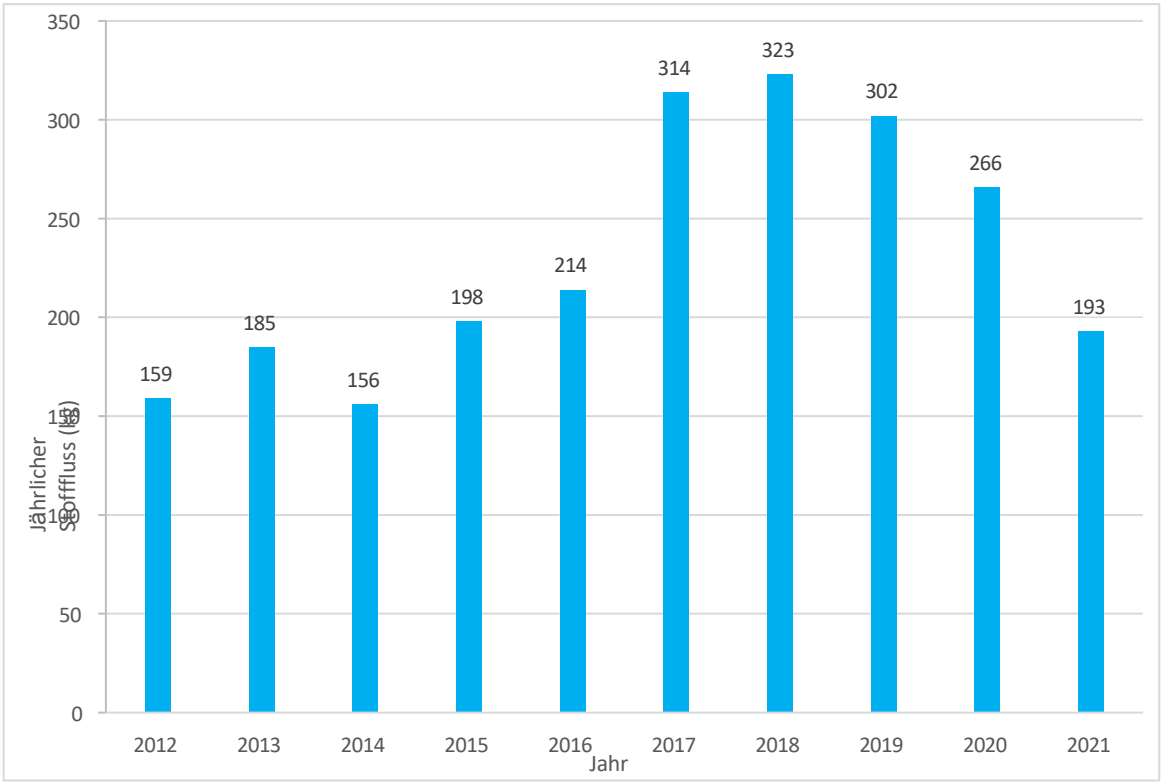


Abbildung 14: Jährliche Phosphat-Einleitungen des Kernkraftwerks Blayais im Zeitraum 2012–2021

Die Phosphatfreisetzungen waren im betrachteten Zeitraum insgesamt gering.

Die in den Jahren 2017 bis 2019 beobachteten Freisetzungen sind auf einen zufälligen Materialfehler an der thermischen Barriere einer Pumpe sowie auf zwei Undichtigkeiten an Wärmetauschern im nicht-nuklearen Teil der Anlage zurückzuführen.

1.2.4.3 Bilanz der Wärmeabgaben

In einem Kernkraftwerk wird gemäß dem thermodynamischen Carnot-Prinzip etwa ein Drittel der vom Reaktor erzeugten Wärmeenergie in Strom umgewandelt. Der Rest, also etwa zwei Drittel, wird in Form von Wärme über den Kondensator an eine Kältequelle abgegeben, bei der es sich entweder um das Gewässer (sogenannte „offene“ Kältequelle) oder um die Atmosphäre (über Kühltürme, sogenannte „geschlossene“ Kältequelle) handeln kann. Es kommt also zu Wärmeabgaben in die natürliche Umwelt.

Der Kühlkreislauf des Kernkraftwerks Blayais ist ein offener Kreislauf. Das aus der Gironde entnommene Wasser wird nach seinem Durchfluss durch den Kondensator vollständig wieder in die Umwelt zurückgeführt.

Für das Kernkraftwerk Blayais sind die drei vorgeschriebenen Parameter:

- die an jedem Auslass gemessene Einleitungstemperatur;
- die Erwärmung zwischen der Wasserentnahmestelle und der Einleitung an jedem Auslass;
- die Temperatur in der Mündung im unmittelbaren Umfeld der Einleitungsanlagen (Thermographen Nr. 2 und Nr. 5).

Die Bilanz der Wärmeeinleitungen des Kernkraftwerks Blayais wurde für den für die Überprüfung festgelegten Analysezeitraum (2011–2020) erstellt und orientiert sich an den Grenzwerten und Modalitäten der Einleitungsverordnung vom 18. September 2003, die in den zehn analysierten Jahren in Kraft war.

Die nachstehende Tabelle 4 zeigt die Höchst- und Durchschnittswerte der Temperatur und der Erwärmung am Einleitungsort, gemessen an den vier Einlaufstellen, sowie die im Mündungsgebiet im Nahbereich der Einleitungen (Thermographen Nr. 2 und Nr. 5) gemessene Temperatur. Diese Bilanz wurde auf der Grundlage der täglichen Höchstwerte der zehn Jahre erstellt.

Tabelle 4: Kennwerte der Parameter zur Überwachung der Wärmeeinleitungen [2011–2020]

Tägliche Höchstwerte	An den Überläufen gemessene Temperatur (°C) – vom 16. Oktober bis zum 14. Mai				An den Überläufen gemessene Temperatur (°C) – vom 15. Mai bis zum 15. Oktober			
	D1	D2	D3	D4	D1	D2	D3	D4
Durchschnitt	20,9	21,1	21,1	21,1	30,4	30,5	30,1	30,3
Maximum	29,5	29,8	29,8	29,8	36,3	36,4	36,4	36,4
Gesetzliche Grenzwerte	30 °C				36,5 °C			

Tägliche Höchstwerte	An den Überläufen gemessene Erwärmung (°C)				Im Feld gemessene Temperatur in der Nähe der Thermographen Nr. 2 und Nr. 5 (°C)
	D1	D2	D3	D4	Maximum (T2, T5)
Durchschnitt	8,7	8,9	8,7	8,8	18,1
Maximum	11,0	11,2	11,3	11,1	29,0
Gesetzliche Grenzwerte	11 °C				30 °C

In den zehn analysierten Jahren hat die Erwärmung am Einleitungsort punktuell den Grenzwert von 11 °C überschritten. Die Überschreitungen liegen in der Größenordnung von 0,1 °C bis 0,3 °C über Zeiträume von 1 bis 3 Stunden pro Tag, was einer kumulierten Dauer von 23 Stunden entspricht. Diese geringen Überschreitungen von sehr kurzer Dauer werden als ohne Auswirkungen auf die Umwelt angesehen.

Die Temperatur am Einleitungsort und die Temperatur im Nahfeld in der Mündung blieben während des gesamten analysierten Zeitraums unter den gesetzlichen Grenzwerten.

Um den RCRi von Block 2 mit aktuellen Daten zu aktualisieren, wurde die Bilanz der Wärmeeinleitungen für das Jahr 2021 erstellt (siehe Tabelle unten).

Tabelle 5: Charakteristische Werte der Überwachungsparameter für Wärmeeinleitungen [Jahr 2021]

Tägliche Höchstwerte	An den Überläufen gemessene Temperatur (°C) – vom 1. Januar bis zum 14. Mai und vom 16. Oktober bis zum 31. Dezember				Gemessene Temperatur an den Überläufen (°C) – vom 15. Mai bis zum 15. Oktober			
	D1	D2	D3	D4	D1	D2	D3	D4
Durchschnitt	19,5	21,2	20,3	19,3	26,7	29,2	29,6	28,6
Maximum	24,6	27,5	26,7	26,6	34,0	36,2	34,3	34,7
Gesetzliche Grenzwerte	30 °C				36,5 °C			

Tägliche Höchstwerte	An den Überläufen gemessene Erwärmung (°C)				Im Nahfeld an den Thermographen Nr. 2 und Nr. 5 gemessene Temperatur (°C)
	D1	D2	D3	D4	Maximum (T2, T5)
Durchschnitt	6,6	8,6	8,2	6,9	16,8
Maximum	10,4	12,5	10,5	11,2	26,2
Gesetzliche Grenzwerte	11 °C				30 °C

Die Durchschnittstemperaturen im Jahr 2021 an den Einleitungsstellen und im Nahfeld lagen unter den Durchschnittstemperaturen des Zeitraums 2011–2020.

Im Jahr 2021 wurde der Grenzwert für die Erwärmung am Einleitungsort zweimal überschritten. Die erste Überschreitung dauerte 12 aufeinanderfolgende Stunden und wurde der ASN gemeldet. Die zweite war von sehr kurzer Dauer (weniger als eine Stunde). Diese beiden Überschreitungen werden als ohne Auswirkungen auf die Umwelt angesehen.

Die Temperatur am Einleitungsort und die Temperatur im Nahfeld in der Mündung blieben unter den gesetzlichen Grenzwerten.

Die Bilanz der Wärmeeinleitungen im Zeitraum 2011–2021 zeigt, dass das Kernkraftwerk Blayais die für Wärmeeinleitungen geltenden Grenzwerte eingehalten hat, mit Ausnahme einiger Überschreitungen der Erwärmung am Einleitungsort

Ergriffene Maßnahmen

Im Rahmen der Aktualisierung der Charakterisierungsstudien zur thermischen Abgasfahne des Kernkraftwerks Blayais und der vorschriftsmäßigen Umsetzung der Einleitungsgenehmigungen wurden alle vier Jahre Infrarot-Luftthermografien durchgeführt. Seit 2011 wurden drei Messkampagnen durchgeführt: im Februar–März 2013, im September–Oktober 2017 und im August 2021. Diese Messungen ermöglichen es, die Oberflächentemperatur des Wassers in dem von der Thermografie erfassten Bereich zu ermitteln und anschließend die Gültigkeit des von EDF R&D erstellten numerischen 3D-Modells zu überprüfen.

Mithilfe der Luftthermografien lassen sich die Veränderungen der Oberflächenausbreitung in Abhängigkeit von der Gezeitenbewegung charakterisieren. Diese wurden bei mittleren Gezeiten (von Nippwasser bis mittlerem Flutwasser) durchgeführt:

- Die Strömungen transportieren die Wärmefahne und vermischen sie dabei mit dem Wasser der Flussmündung;
- Die Position der thermischen Strömung variiert je nach den Bewegungen der Wassermassen im Verlauf der Gezeiten: Bei Ebbe erstreckt sich die thermische Plume flussabwärts, während sich bei der Umkehr der Strömung bei Flut die Strömungsrichtung flussaufwärts ändert und die Plume dann aufgrund der Asymmetrie zwischen Flut und Ebbe in der Mündung über eine geringere Strecke flussaufwärts wandert als flussabwärts;
- Die maximale Erwärmung, die an der Oberfläche in der Nähe der Einleitungen zu beobachten ist, liegt im Bereich von +3 °C bis +6 °C im Vergleich zur Temperatur im Mündungsgebiet außerhalb der thermischen Strömung (abhängig vom Zeitpunkt und vom Gezeitenkoeffizienten);
- Die Ausdehnung der Ausbreitung ist bei Ebbe größer, wobei die sichtbare Ausbreitung eine Länge zwischen 3 und 9 km aufweist (abhängig von den Gezeiten).

Das numerische Modell TELEMAC-3D wurde 2021 von EDF R&D auf der Grundlage der neuesten bathymetrischen Daten des CEREMA und der jüngsten Luftthermografien der Mündung aktualisiert. Das Modell dient dazu, die Entwicklung der thermischen Abgasfahne des Kernkraftwerks Blayais im Normalbetrieb bei voller Leistung und bei verschiedenen Gezeitenkoeffizienten zu simulieren.

Die regelmäßig durchgeführten Messungen sowie die Ergebnisse des numerischen Modells, kombiniert mit den Erfahrungen aus der Überwachung der Wärmeeinleitungen, ermöglichen es heute, die thermischen Auswirkungen der Einleitungen des Kernkraftwerks Blayais in die Mündung genau zu kennen.

1.2.4.4 Abfallbilanz

Das Kernkraftwerk Blayais optimiert die Abfallbewirtschaftung durch die Anwendung folgender Grundsätze:

- Reduzierung der Entstehung und der Schädlichkeit radioaktiver und konventioneller Abfälle bereits an der Quelle;
- Abfälle entsprechend ihrer Art und ihren Eigenschaften selektiv zu sammeln und zu trennen, um sie so effizient wie möglich zu behandeln;

- die Konditionierung zu optimieren, um die Abfälle so weit wie nötig einzuschließen und die von den Behandlungs- und/oder Endlagerungsketten festgelegten Anforderungen zu erfüllen;
- die Abfälle so zu lagern und zu überwachen, dass unter allen Umständen die Einhaltung der geltenden Vorschriften gewährleistet ist;
- die Verwertung und/oder die Nutzung lokaler Entsorgungswege zu fördern, sofern dies möglich ist.

Diese verschiedenen Schritte zielen darauf ab, die Annehmbarkeit der Abfälle durch die jeweiligen Entsorgungswege zu gewährleisten und deren Auswirkungen zu begrenzen, insbesondere bei radioaktiven Abfällen, die für die Endlagerstätten der Nationalen Agentur für die Entsorgung radioaktiver Abfälle (ANDRA) bestimmt sind.

Diese optimierte Abfallbewirtschaftung basiert im Wesentlichen auf der Abfallzoneneinteilung, die es ermöglicht:

- die Abfälle (radioaktive und konventionelle) zuverlässig, sicher, funktionsfähig und nachhaltig zu verwalten;
- die Mengen an anfallenden radioaktiven Abfällen zu begrenzen, indem ein Zonierungsplan vorgeschlagen wird, der an die radiologischen Risiken und die Art der betreffenden Objekte und Räumlichkeiten angepasst ist;
- alle Lebensphasen der Anlage abzudecken: Planung, Betrieb, Rückbau und Sanierung.

1.2.4.4.1 Bilanz der radioaktiven Abfälle

Die kontinuierlichen Fortschritte bei der Auslegung von Kernkraftwerken, der Brennstoffbewirtschaftung und dem Betrieb der Anlagen haben eine Reduzierung der radioaktiven Abfälle an der Quelle ermöglicht. Zwischen 1985 und 1995 führte diese Reduzierung an der Quelle, ergänzt durch die Optimierung der Verfahren zur Behandlung und Konditionierung der Abfälle, dazu, dass das Volumen der jährlich an den Standorten anfallenden und konditionierten schwach- und mittelradioaktiven kurzlebigen Abfälle um zwei Drittel verringert werden konnte.

Die jährliche Produktion an konditionierten Technologie- und Prozessabfällen des Kraftwerksparks sank somit von durchschnittlich 360 m^3 auf 110 m^3 pro Reaktor.

Dieses Produktionsniveau in der Größenordnung von 100 m^3 pro Reaktor stellt eine technische Untergrenze dar, die angesichts des vorläufigen Wartungsprogramms im Zusammenhang mit der Generalüberholung[13] in den kommenden Jahren steigen könnte.

<u>Lagerung radioaktiver Abfälle</u>

Es wurden Verbesserungsmaßnahmen eingeleitet, um ein zufriedenstellendes Maß an Kontrolle über die Lagerung der konditionierten oder in der Konditionierung befindlichen Abfälle zu erreichen. Insbesondere die Maßnahmen, die sich aus den Empfehlungen der Ständigen Expertengruppe von 2002 ergaben, wurden erfolgreich umgesetzt (Einrichtung des TFA-Bereichs, Umsetzung der Betriebsvorschriften für die BAN/BAC – Gebäude für nukleare Hilfsanlagen und Gebäude für Konditionierungshilfsanlagen des Kernkraftwerks Blayais).

<u>Lagerung von Behältern und Fässern mit kurzlebigen schwach- und mittelradioaktiven Abfällen (FA/MA-VC)</u>

Die Kontrolle der Zwischenlagerung konzentrierte sich vorrangig auf die Betonbehälter für kurzlebige Abfälle mittlerer Aktivität und auf die Fässer (aus Metall und Kunststoff) für kurzlebige Abfälle geringer Aktivität, für die Genehmigungen (CSA[14]) und/oder Abnahmen (Centraco-Anlagen) vorliegen. Diese Gebinde werden in der Regel in den TES-Räumen des Kernkraftwerksbereichs und im BAC gelagert.

[13] Die „Grand Carénage“ des EDF-Kernkraftwerkparks zielt darauf ab, Investitionen und Modernisierungen im Hinblick auf den weiteren Betrieb der bestehenden Anlagen durchzuführen und die Maßnahmen nach dem Unfall von Fukushima zu integrieren, wobei gleichzeitig die Aufrechterhaltung der Leistungsfähigkeit des Parks in Bezug auf Sicherheit und Wettbewerbsfähigkeit gewährleistet wird.

(14) Lagerstätte „Centre de Stockage de l’Aube“.

Abbildung 15 und Abbildung 16 zeigen die Entwicklung der Lagerung von Behältern und 200-Liter-äquivalenten Fässern (aus Metall und Kunststoff), die im Zeitraum 2011–2020 im Kernkraftwerk Blayais gelagert wurden.

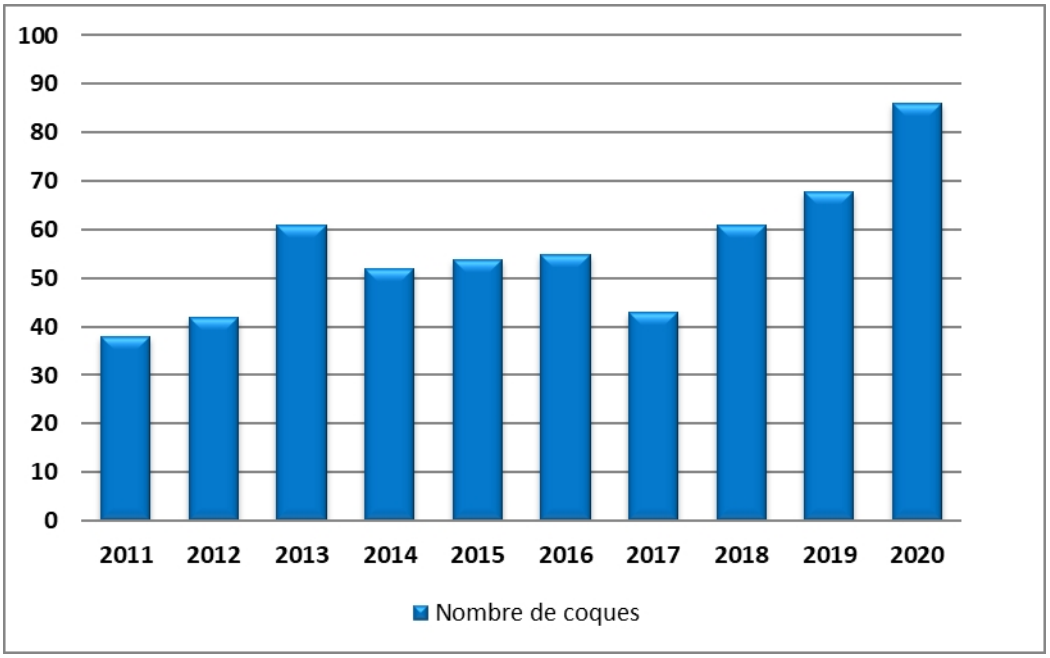


Abbildung 15: Entwicklung der Anzahl der gelagerten Behälter im Zeitraum 2011–2020

Die Lagerbestände an Behältern sind seit 2018 leicht gestiegen, liegen jedoch weiterhin deutlich unter den industriellen Kapazitätsgrenzen des Gebäudes, in dem sie gelagert werden.

Dieser Anstieg ist hauptsächlich zurückzuführen auf:

- auf die Änderung der Erfassungsmethode (seit 2018 umfasst das Inventar auch Behälter, deren Verpackung noch nicht versiegelt ist, sobald Abfall darin abgelagert wurde);
- der Verzögerung bei der Abfuhr bestimmter Sendungen wie:
    - Pakete, für die das Genehmigungsverfahren zur Übernahme noch nicht abgeschlossen ist. Diese Betonsammelbehälter sind mit einem dichten Deckel oder einem biologischen Verschluss ausgestattet, um das Risiko einer Ausbreitung der Kontamination in der Luft in den Räumlichkeiten, in denen sie gelagert werden, zu vermeiden;
    - die Behälter, die Wasserfilter aus den Reaktoren Nr. 3 und 4 enthalten, erfordern eine spezifische radiologische Charakterisierung, die kampagnenweise durchgeführt wird. Diese Behälter können daher nicht im Laufe der Produktion entsorgt werden15.

[15] Für Sendungen mit Wasserfiltern: Nach der Zinkinjektion in das RCP wurde systematisch eine Charakterisierung mittels Gammaspektrometrie durchgeführt (da dieser Vorgang das üblicherweise für die Aktivitätsangabe dieser Sendungen verwendete radiologische Standardspektrum beeinflussen kann).

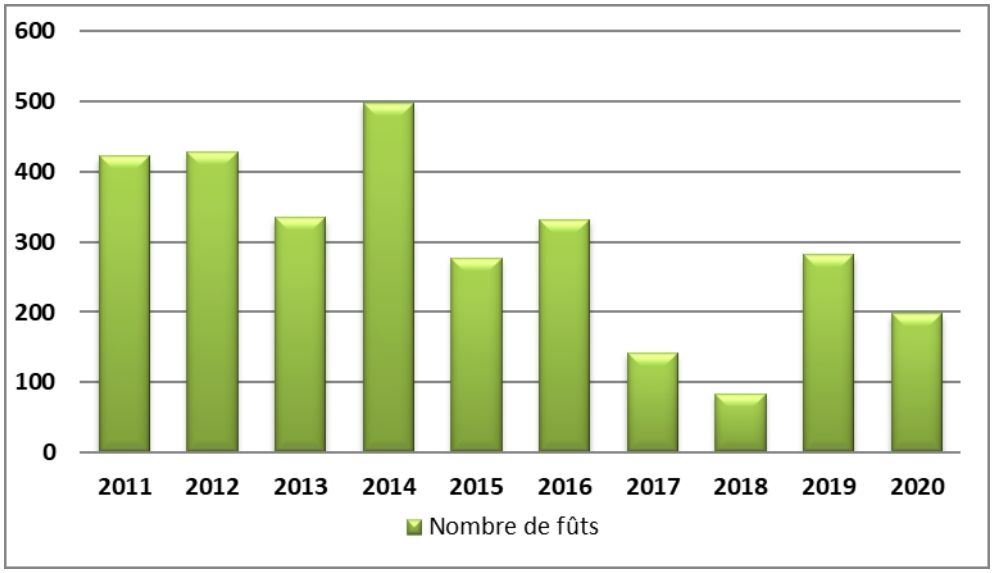


Abbildung 16: Entwicklung der Lagerbestände an 200-Liter-Fässern (Metall und Kunststoff) im Zeitraum 2011–2020

Die Lagerbestände an Fässern schwanken stärker als die an Behältern, da die Entstehung dieser Abfälle mit Wartungsarbeiten zusammenhängt und zudem von den Zeitfenstern für den Abtransport zu den Behandlungs- und Endlagerstätten abhängt, die dem Kernkraftwerk im Rahmen der Gesamtparksteuerung zugewiesen werden.

Lagerung von Abfällen mit sehr geringer Radioaktivität (TFA)

Die Entwicklung der Gesamtmengen an Abfällen mit sehr geringer Radioaktivität, die im TFA-Bereich des Kernkraftwerks Blayais gelagert wurden (ausgedrückt als Auslastungsgrad des Bereichs), im Zeitraum 2011–2020 ist in Abbildung 17 dargestellt.

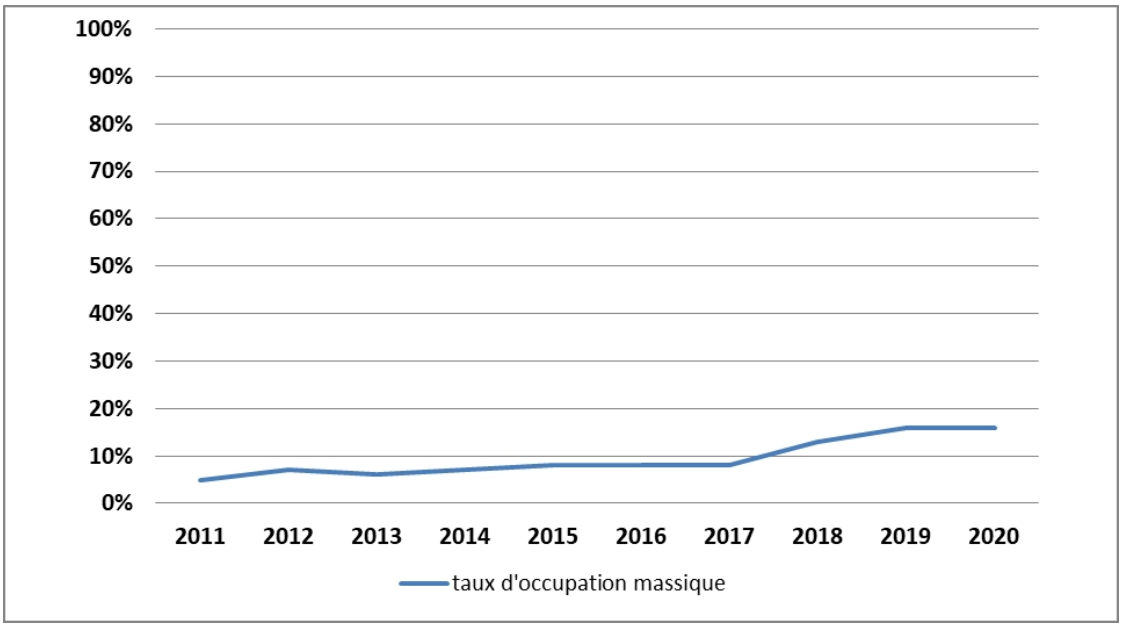


Abbildung 17: Entwicklung der Auslastungsrate des TFA-Geländes im Zeitraum 2011–2020

Zwischen 2011 und 2017 blieb die Auslastung des TFA-Geländes niedrig und relativ stabil. Da die anfallenden Abfälle keine Zwischenlagerung erforderten, lag die durchschnittliche Auslastung zwischen 2012 und 2017 bei 7 %.

Im Jahr 2018 führte die nationale Planung von Denkmalschutzprojekten zum Ersatz einer baufälligen Brücke (Mouty-Brücke) des Kernkraftwerks durch eine neue Brücke. Da die Modalitäten für die Übernahme durch die TFA-Branche eine vorherige Sonderprüfung erforderten, war eine Zwischenlagerung auf dem TFA-Gelände notwendig. Dieser massive Metallabfall mit einem Gewicht von umgerechnet 41 Tonnen erklärt den Anstieg der im Jahr 2018 beobachteten Massenauslastung.

Ergriffene Maßnahmen

Seit der Umsetzung des nationalen Rahmenkonzepts „TFA-Lagerplatz“ sind neue Arten von TFA-Abfällen entstanden. Daher wurde 2016 eine Überarbeitung dieses Dossiers eingeleitet, um durch die Vereinfachung des Betriebs dieser Anlage die Lagerung einer größeren Anzahl von Abfallarten zu ermöglichen. Dieses Dossier wurde 2020 fertiggestellt und im Juni 2021 von der ASN genehmigt.

Um zudem die Abfallbewirtschaftung zu optimieren und das Abfallaufkommen zu begrenzen, hat EDF landesweit eine Maßnahme zur Entsorgung von Abfällen aus den TFA-Lagerstätten und veralteten Werkzeugen aus den AOC-Lagerstätten eingeleitet.

Die Herausforderungen im Zusammenhang mit den Lagerbereichen des in Betrieb befindlichen EDF-Parks sind folgender Art:

- Regulatorische Aspekte: Der INB-Erlass verlangt vom Betreiber, Lagerungsdauern festzulegen, die der Art der Abfälle und den Merkmalen der Lageranlagen angemessen sind. Daher wurden Referenzlagerungsdauern für alle Abfalllagerstätten und -anlagen festgelegt, einschließlich des TFA-Bereichs. Es war daher notwendig, eine Bestandsaufnahme der auf den Lagerstätten vorhandenen Abfälle vorzunehmen, da an einigen Kernkraftwerken Abfälle bereits seit mehreren Jahren gelagert werden oder das genaue Datum der Einlagerung im TFA-Bereich nicht bekannt ist;
- : Das zusätzliche Abfallaufkommen und Materialvolumen im Zusammenhang mit bestimmten Wartungsarbeiten, insbesondere im Rahmen der Programme „Grand Carénage“ und „Post-Fukushima“, erfordert die Freigabe von Flächen und/oder Lagerkapazitäten, da die derzeitige Auslastung dieser Flächen bei einigen sehr hoch ist.

Um diesen Herausforderungen zu begegnen, hat EDF im Jahr 2014 ein Projekt für den gesamten Kraftwerkspark ins Leben gerufen. Ziel ist es, über einen Zeitraum von 10 Jahren 1.000 Container mit Altabfällen und auszusortierendem Werkzeug aus den TFA- und AOC-Bereichen zu entfernen, und zwar durch die Einrichtung eines speziellen Dienstes für Demontage und Aufbereitung16.

Zu diesem Zweck werden die Container zu externen „heißen“ Standorten17 transportiert, wo ihr Inhalt gemäß den Annahmespezifikationen der Behandlungsanlagen (Centraco) und der Endlager (Andra) zerlegt, verpackt oder neu verpackt wird. Die Container selbst werden je nach ihrem Zustand und den Erfordernissen des Parks zerlegt oder wieder in einen Zustand versetzt, der den Transportvorschriften entspricht.

Der erste Container wurde im Dezember 2015 aus dem Lager entnommen. Bis Ende 2020 wurden 491 Container zur Demontage und Konditionierung der damit verbundenen Abfälle an eine externe „heiße“ Basis transportiert. Das Ziel ist die Verbringung von durchschnittlich 100 Containern pro Jahr auf Ebene des Parks. Es wurde eine technisch-wirtschaftliche Erfahrungsauswertung erstellt, um die Bewirtschaftungsstrategie zu optimieren und die umgesetzten Rückverfolgbarkeitsmaßnahmen zuverlässiger zu gestalten.

[16] Was das Kernkraftwerk Blayais betrifft, so wurden im Zeitraum 2016–2018 52 Behälter behandelt.

[17] Eine Anpassung an die Transportvorschriften wird bei Bedarf vorab mithilfe einer mobilen Einheit (UMIS: Mobile Einsatzgruppe vor Ort) vorgenommen.

Entstehung und/oder Entsorgung radioaktiver Abfälle

Anfall von Abfällen mit sehr geringer Aktivität (TFA)

Abbildung 18 zeigt die Mengen an TFA-Abfällen (in Tonnen), die vom Kernkraftwerk Blayais zum „Centre Industriel de Regroupement d'Entreposage et de Stockage" (CIRES) entsorgt wurden.

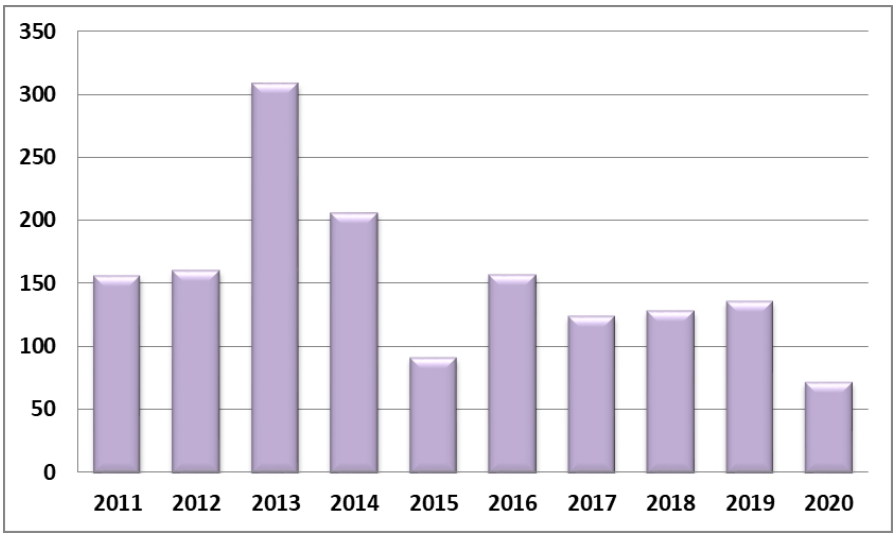


Abbildung 18: Entwicklung der an das CIRES transportierten TFA-Abfallmengen im Zeitraum 2011–2020

Die jährlichen Mengen schwanken zwischen 70 Tonnen im Jahr 2020 und 307 Tonnen im Jahr 2013. Im Durchschnitt hat das Kernkraftwerk jährlich 150 Tonnen Abfall an das CIRES abgegeben.

Der Anstieg des Abfallvolumens zwischen 2011 und 2013 ist zurückzuführen auf:

- Wartungsarbeiten an den Produktionsanlagen;
- den zehnjährigen Inspektionen;
- Bauarbeiten im Zusammenhang mit dem Austausch der Dampferzeuger;
- der Sanierung der Dekontaminationsanlage.

Entstehung von kurzlebigen schwach radioaktiven Abfällen (FA-VC)

Abbildung 19 zeigt die Entwicklung der jährlichen Erzeugung von FA-VC-Technologieabfällen, die in 200-Liter-Metallfässern verpackt wurden, im Kernkraftwerk Blayais im Zeitraum 2011–2020.

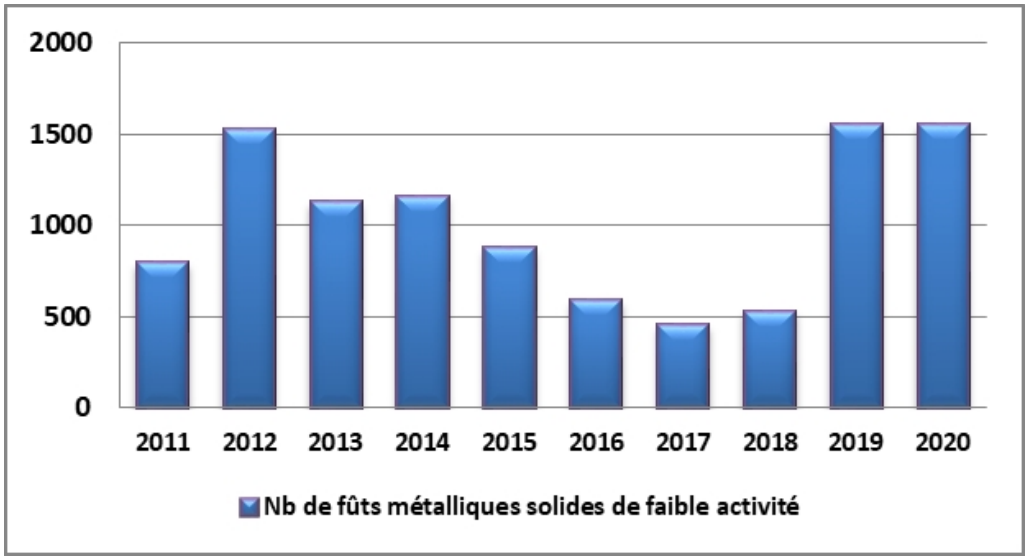


Abbildung 19: Entwicklung der Anzahl der im Zeitraum 2011–2020 produzierten 200-Liter-Metallfässer

Die Produktion dieser Verpackungen unterlag im Zeitraum 2011–2020 relativ starken Schwankungen. Dieser Verpackungstyp stellt nämlich eine Alternative zu Kunststoffverpackungen für feste, verbrennbare Abfälle dar. Seine Verwendung wurde während der behördlich angeordneten Stilllegung der Centraco-Verbrennungsanlage genutzt.

Dieser Ansatz wurde vom Kernkraftwerk Blayais (CNPE) in den Jahren 2019 und 2020 erneut priorisiert, da die Stilllegung der Verbrennungsanlage verlängert wurde und die durch Covid-19 bedingte Gesundheitslage die Aufnahmekapazitäten der Centraco-Anlage vorübergehend einschränkte.

Abbildung 20 zeigt die Entwicklung der jährlichen Produktion von verbrennbaren, technologischen Abfällen mit geringer Radioaktivität und kurzer Halbwertszeit, die in 200-Liter-Kunststofffässern verpackt sind, im Kernkraftwerk Blayais im Zeitraum 2011–2020.

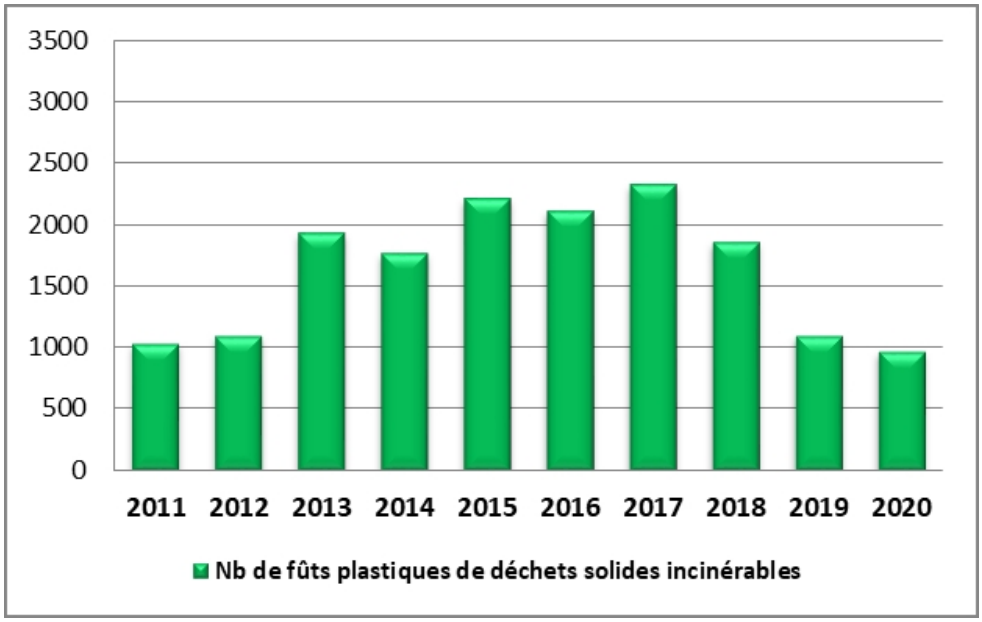


Abbildung 20: Entwicklung der Anzahl der Kunststofffässer mit FA-VC-Abfällen, die im Zeitraum 2011–2020 produziert wurden

Das im Jahr 2012 festgestellte geringe Aufkommen ist auf die Umleitung dieser Abfälle zum CSA zurückzuführen, da die Verbrennung zwischen September 2011 und Juli 2012 behördlich eingestellt wurde.

Zu beachten ist, dass ab 2008 die Verwendung des 200-Liter-Kunststofffasses flächendeckend eingeführt wurde. Diese Maßnahme brachte Vorteile hinsichtlich:

- der Verarbeitungsgeschwindigkeit (die automatische Annahmestraße für in Metallfässern angelieferte Abfälle und deren Aufbereitung zu Ballen bei Centraco hatte sich zu einem Engpass in der Verarbeitung entwickelt);
- der Abfallerzeugung: Die Rückstände aus der Verbrennung der Kunststofffässer sind weniger voluminös als die Rückstände aus dem Schmelzen der Metallfässer, die zuvor zu Schrott zerkleinert wurden;
- Dosimetrie: Die Kunststofffässer werden zusammen mit den darin enthaltenen Abfällen verbrannt, während zuvor, wenn die automatische Entleerungsanlage für Metallfässer ausfiel, die Abfälle manuell in Zusatzschleusen entnommen werden mussten.

Im Jahr 2006 wurde auf nationaler Ebene ein Indikator eingeführt, um die Entwicklung des Anteils der in Kunststofffässern verpackten verbrennbaren Abfälle zu verfolgen und die Optimierung der Behandlung dieser Abfälle zu bewerten.

Anfall von Verdampferkonzentraten (kurzlebige, schwach- oder mittelradioaktive Prozessabfälle – FAMA-VC)

Die vom Kernkraftwerk Blayais erzeugten Verdampferkonzentrate werden zur Lagerung im CSA in Betontanks verpackt.

Abbildung 21 zeigt die Entwicklung der Anzahl der vom Kernkraftwerk Blayais im Zeitraum 2011–2020 produzierten Konzentrathüllen.

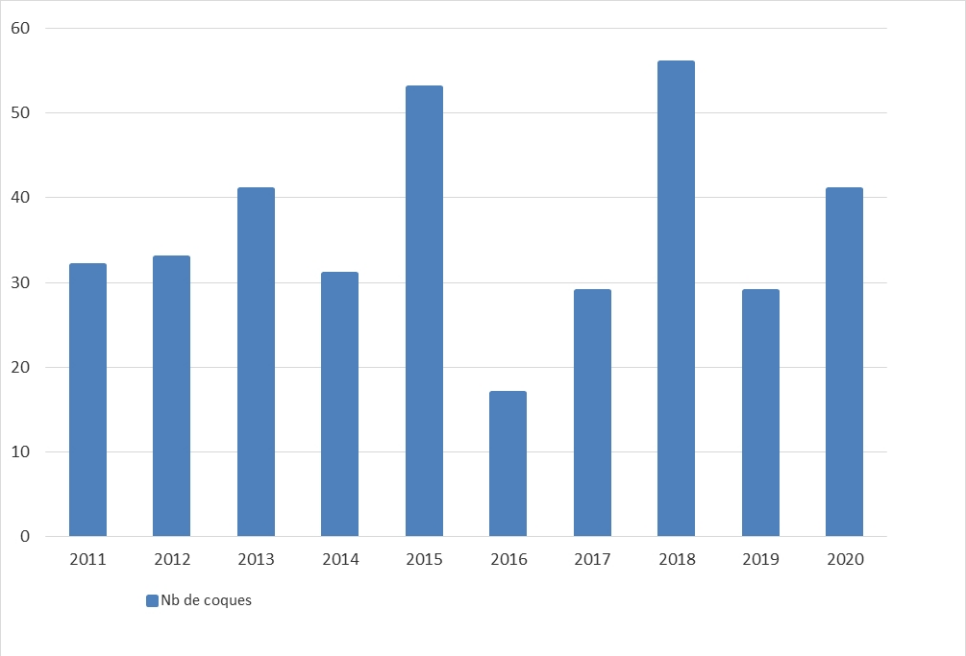


Abbildung 21: Entwicklung der Anzahl der im Zeitraum 2011–2020 produzierten Konzentrathüllen

Die durchschnittliche Jahresproduktion beträgt 36 Schalen. Die Produktion und die Aufbereitung dieser Abfälle erfolgen getrennt, da die Schalen kampagnenweise hergestellt werden. Aus diesem Grund kann die Anzahl der produzierten Schalen von Jahr zu Jahr variieren, je nach Planung dieser Kampagnen.

Die Betriebsabläufe des TEU-Verdampfers wurden optimiert, um die pro Hülle verpackte Konzentratmenge zu maximieren. Dabei werden die borhaltigen Abwässer so weit verdampft, bis der Borgehalt so nah wie möglich an den maximal zulässigen Gehalten in der Hülle liegt (wobei darüber hinaus weitere maßgebliche physikalisch-chemische Parameter zu berücksichtigen sind).

Anfall von technologischen Abfällen und Wasserfiltern mittlerer Aktivität mit kurzer Halbwertszeit

Abbildung 22 zeigt die Produktion von technologischen Abfällen und Wasserfiltern mittlerer Aktivität mit kurzer Halbwertszeit (MA-VC), die im Zeitraum 2011–2020 vom Kernkraftwerk Blayais in Betonhüllen verpackt wurden.

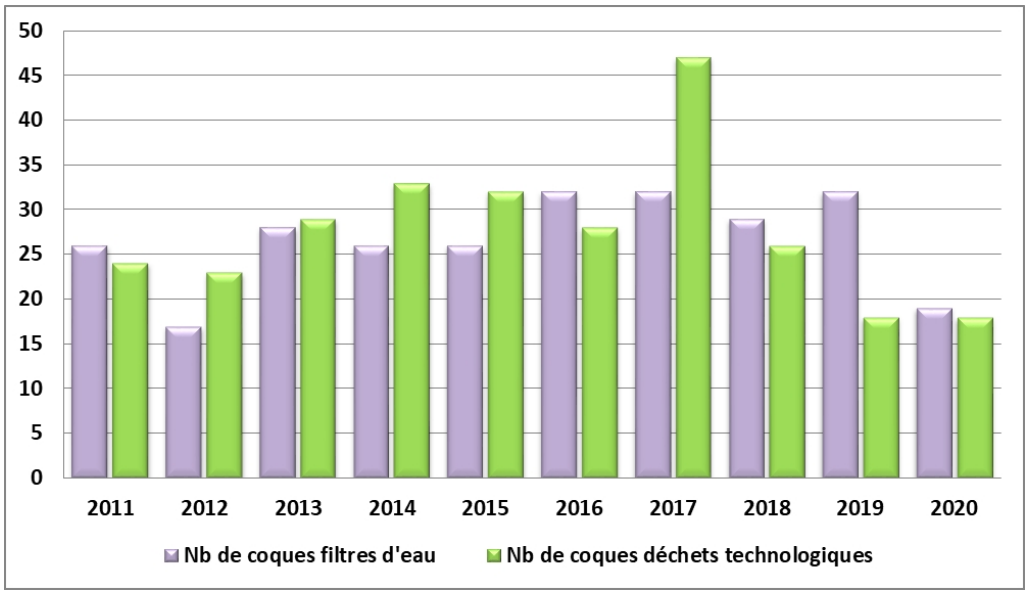


Abbildung 22: Vom Kernkraftwerk Blayais im Zeitraum 2011–2020 produzierte Betonhüllen für Wasserfilter und technologische Abfälle

Die Anzahl der Wasserfilter-Verpackungen ist seit 2011 relativ stabil geblieben, wobei die durchschnittliche Jahresproduktion bei 27 Hüllen liegt.

Die Produktion von Hüllen aus technologischen Abfällen wies keine nennenswerten Schwankungen auf (durchschnittliche Produktion von 29 Hüllen pro Jahr), abgesehen von 2017, als eine Aufbereitungsmaßnahme für Lüftungsfilter durchgeführt wurde. Die festgestellten Schwankungen stehen im Zusammenhang mit Reaktorstillständen, während derer diese Abfälle anfallen.

1.2.4.4.2 Bilanz der konventionellen Abfälle

Lagerung

Im Rahmen der Entsorgung konventioneller Abfälle hat das Kernkraftwerk Blayais 1998 einen speziell eingerichteten Umschlagplatz in Betrieb genommen, um die Lagerung, den Transport und die Nutzung von Verwertungs- und Behandlungswegen (Entsorgungsstufen) zu optimieren. Dieser Umschlagplatz ist mit Sammelstellen verbunden, die so nah wie möglich an den Produktionsstätten angeordnet sind.

Seine Konzeption und sein Betrieb ermöglichen es:

- die aus dem Kernkraftwerk abfließenden Abfallströme zu erfassen und zu kontrollieren;
- die Auswirkungen auf geschützte Interessen zu beherrschen und die geltenden gesetzlichen Anforderungen zu erfüllen, insbesondere durch die Förderung von Wiederverwendung, Recycling und Verwertung.

Der Umschlagbereich ermöglicht die getrennte Sammlung, Sortierung, Zusammenführung und Zwischenlagerung von Abfällen. Die Zusammenführung erleichtert zudem die Organisation des Abfalltransports und die Einhaltung der vorgeschriebenen Lagerfristen.

Anfall konventioneller Abfälle

Konventionelle Abfälle werden in drei Kategorien unterteilt: gefährliche Abfälle, Inertabfälle und gewöhnliche Industrieabfälle (nicht gefährlich, nicht inert).

Die Abbildungen 23, 24 und 25 zeigen die jährliche Abfallbilanz für jede der Abfallkategorien im Zeitraum 2011–2020 durch das Kernkraftwerk Blayais.

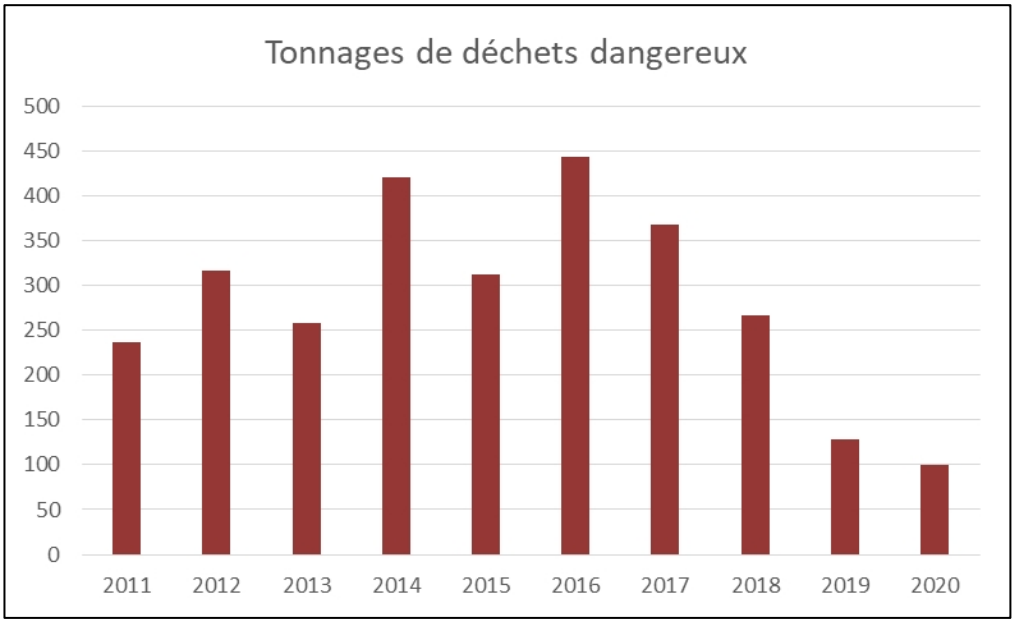


Abbildung 23: Entwicklung des Aufkommens an gefährlichen Abfällen (in Tonnen) im Zeitraum 2011–2020

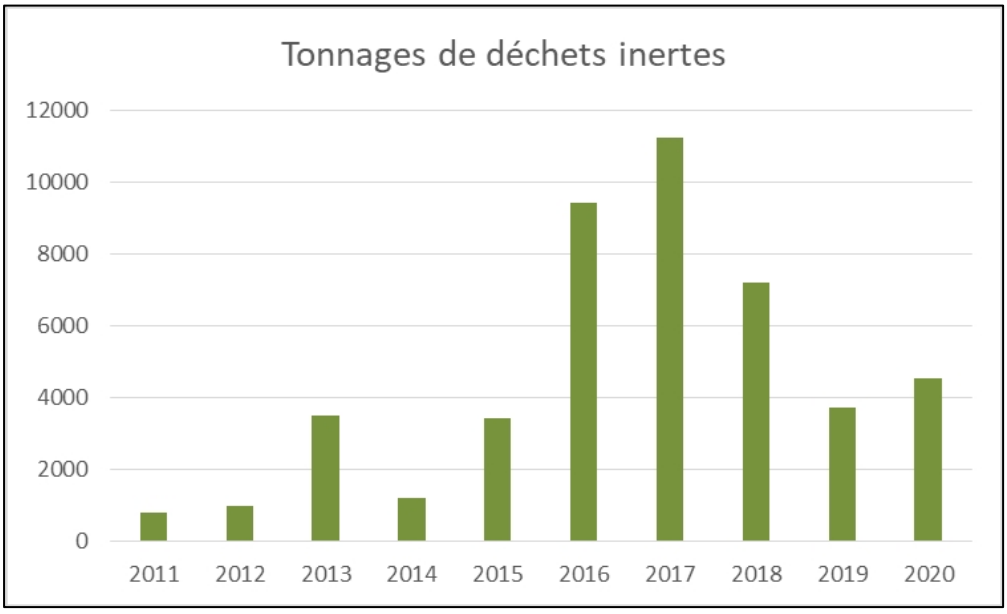


Abbildung 24: Entwicklung des Aufkommens an Inertabfällen (in Tonnen) im Zeitraum 2011–2020

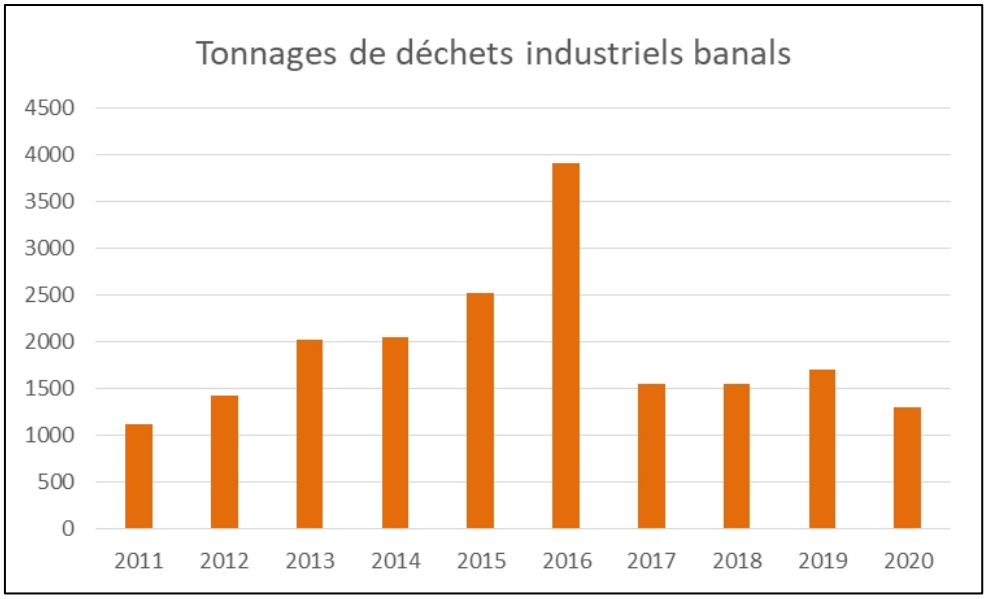


Abbildung 25: Entwicklung des Aufkommens an gewöhnlichen Industrieabfällen (in Tonnen) im Zeitraum 2011–2020

Im Zeitraum 2011–2020

- betrug das jährliche Aufkommen an gefährlichen Abfällen durchschnittlich 285 Tonnen, wobei seit 2016 ein rückläufiger Trend zu beobachten ist;
- die Anfallmengen von Inertabfällen und gewöhnlichen Industrieabfällen sind 2017 bzw. 2016 aufgrund von Bauarbeiten im Zusammenhang mit dem Bau der DUS und neuer Gebäude auf dem Gelände des Kernkraftwerks Blayais deutlich gestiegen.

Generell setzt das Kernkraftwerk Blayais eine konventionelle Abfallwirtschaft um, die den im Umweltgesetzbuch festgelegten Grundsätzen entspricht, nämlich:

- die Entstehung und Gefährlichkeit konventioneller Industrieabfälle durch eine optimierte Abfallbewirtschaftung zu reduzieren;
- Förderung von Recycling und Verwertung.

Das Kernkraftwerk Blayais setzt die Leitlinien und Referenzdokumente um, die auf nationaler Ebene von der Groupe d'Animation de la Gestion des Déchets (GAGD) erarbeitet wurden, die seit 2006 damit beauftragt ist, die Entsorgung konventioneller Abfälle für alle Einheiten der EDF SA zu koordinieren.

Zudem nutzt es das nationale Tool (OGIDE), das die Erfassung der Abfallbestände sowie deren Entsorgungswege ermöglicht und die Übermittlung von Informationen mit behördlichem Charakter erleichtert.

Ergänzend zur Überwachung des gesetzlichen Indikators (IR) im Zusammenhang mit der Verwertung von gesetzlich geregelten Abfällen (Verpackungen, Öle und Batterien) werden seit 2008 jährlich auch Ziele für alle verwertbaren Abfälle (Abfälle der „grünen Liste[18]“) festgelegt.

Abbildung 26 zeigt die Entwicklung der Verwertungsindikatoren für regulierte Abfälle und die „Grüne Liste“ im Zeitraum 2011–2020.

[18] Die „Grüne Liste“ ist das Verzeichnis der konventionellen Abfälle, in dem für jeden Abfall der Liste das durchzuführende Verwertungs- oder Beseitigungsverfahren festgelegt ist.

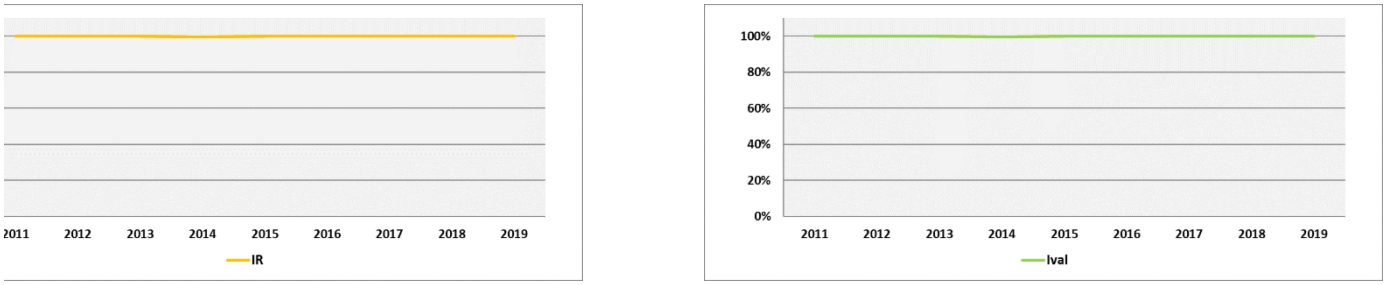


Abbildung 26: Entwicklung der Verwertungsindikatoren für regulierte Abfälle (IR in Gelb) und der „Grünen Liste“ (Ival in Grün)

Diese Ergebnisse zeigen, dass das Kernkraftwerk Blayais den gesamten regulierten Abfall (mit Ausnahme des Jahres 2014, in dem 0,1 % des Abfalls nicht verwertet werden konnten) sowie den Abfall der Grünen Liste (im Durchschnitt des Zeitraums wurden 100 % dieses Abfalls verwertet) verwertet hat.

Es sei darauf hingewiesen, dass das Kernkraftwerk Blayais im Jahr 2016 mit Unterstützung der Ingenieurdienste im Rahmen der Arbeiten zur Generalüberholung eine Risikoanalyse zur Entstehung konventioneller Abfälle durchgeführt hat. Diese Risikoanalyse ermöglichte es dem Kernkraftwerk anschließend, einen Aktionsplan zu erarbeiten, um zu verhindern, dass es jemals zu einer Blockadesituation aufgrund einer massiven, nicht vorhersehbaren Entstehung konventioneller Abfälle kommt.

1.2.4.5 Belästigungen

Das Kernkraftwerk Blayais berücksichtigt in seiner Organisation die Rückverfolgbarkeit von Anfragen, die von einer Privatperson oder einer Organisation gestellt werden, sowie deren Bearbeitung.

Eine Anfrage ist definiert als eine Frage, ein Informationsbedarf oder auch eine Beschwerde, die sich auf die Anlagen, den industriellen Betrieb des Kernkraftwerks oder dessen Auswirkungen auf die Umwelt beziehen kann.

Zwischen 2012 und 2021 gab es folgende Anfragen bezüglich Belästigungen:

- Im Jahr 2012: 1 Anfrage bezüglich eines am 28. Dezember wahrgenommenen Lärms. Dieser Lärm entstand im Anschluss an die vom Betreiber des Stromübertragungsnetzes angeordnete Abschaltung des Reaktors Nr. 2.
- In den Jahren 2015 und 2019: 2 Beschwerden über Geräusche, die vom Kernkraftwerk ausgingen. Diese Geräusche waren auf die Wiederinbetriebnahme des Reaktors Nr. 1 (2015) und Nr. 3 (2019) zurückzuführen, die mit erheblichen Wasserdampfablassvorgängen verbunden waren, die ihrerseits Geräusche verursachten.

Diese kurzzeitigen Geräusche, die mit dem Wiederanfahren oder dem Abschalten eines Reaktors zusammenhängen, gehören zum normalen Betrieb des Kernkraftwerks.

Es ist außerdem anzumerken, dass die Anwohner im Falle von Aktivitäten, die Geräusche verursachen, die außerhalb des Kernkraftwerks wahrnehmbar sein könnten (z. B. bei der Durchführung von Ventiltests), im Voraus informiert werden.

Darüber hinaus ist der Lärm von Kernkraftwerken (INB) gesetzlich geregelt. Insbesondere ist gemäß Artikel 4.4.5. I. der Umweltverfügung vorgesehen, dass der Betreiber mindestens einmal alle zehn Jahre auf eigene Kosten eine Messung der Lärmemissionen seiner Anlage durchführt. In Abschnitt I-2.7 werden die Ergebnisse der zwischen Februar und März 2021 durchgeführten Lärmmesskampagne vorgestellt.

1.3 FAZIT

Das Kernkraftwerk Blayais verfügt über ein System zur Begrenzung der von der Anlage ausgehenden Beeinträchtigungen für die geschützten Interessen (ISO 14001-Zertifizierung, Optimierung der Abwasser- und Abfallentsorgung, Umweltüberwachung, Erhaltung der Biodiversität) sowie zur Einhaltung der für die Anlage geltenden Vorschriften zur Begrenzung dieser Beeinträchtigungen.

Die Auswertung der gewonnenen Erfahrungen und die im Rahmen der regelmäßigen Überprüfung durchgeführten Kontrollen zur Beurteilung der Situation der Anlage im Hinblick auf die für sie geltenden Vorschriften zur Begrenzung der Beeinträchtigungen zeigen, dass:

- Das Kernkraftwerk ist so organisiert, dass die Einhaltung der Vorschriften im Zusammenhang mit den von der Anlage ausgehenden Gefahren für die geschützten Interessen jederzeit gewährleistet ist. So hat das Kernkraftwerk Maßnahmen zu allen im Rahmen des Compliance-Managements identifizierten Anforderungen eingeleitet und überwacht deren Umsetzung. Darüber hinaus setzt es die Analyse der Anforderungen fort, deren Konformitätsstatus noch zu klären ist.
- Das Management bedeutender Ereignisse ist gut in das integrierte Managementsystem des Kernkraftwerks eingebunden. Für alle im Berichtszeitraum im Kernkraftwerk erfassten Ereignisse wurden Korrekturmaßnahmen eingeleitet. Zwei wiederkehrende Probleme wurden identifiziert und wirksam behoben. Die bedeutenden Ereignisse werden bearbeitet, und die Wirksamkeit der Maßnahmen wird nachgewiesen.
- Die Organisation des Kernkraftwerks ermöglicht es ihm, die festgelegten Anforderungen in Bezug auf die EIPi sowie die damit verbundenen Bestimmungen zur Wartung und Überwachung vor Ort einzuhalten. Tatsächlich zeigen die bei der regelmäßigen Überprüfung durchgeführten Kontrollen, dass alle vorgesehenen Wartungsmaßnahmen, Kontrollen und Prüfungen vor Ort fristgerecht durchgeführt wurden.
- Die Bilanz der Abwasserableitungen zeigt, dass das Kernkraftwerk Blayais im betrachteten Zeitraum relativ niedrige und stabile Ableitungswerte erreicht hat und dass kein signifikanter Anstieg einer Ableitung – weder schrittweise noch wiederholt – festgestellt wurde, dessen Ursache ein Geräteausfall gewesen wäre. Es wurden keine Anlagen identifiziert, die zwar nicht als EIPi eingestuft sind, aber zum Schutz der Interessen beitragen und daher in die EIPi-Liste des Kernkraftwerks aufgenommen werden müssten.
- Die Bilanz der Abfallbewirtschaftung im Zeitraum 2011–2020 zeigt, dass das Kernkraftwerk Blayais Fortschritte bei der Bewältigung der Abfallbewirtschaftung erzielt hat.

Die Organisation des Kernkraftwerks Blayais ermöglicht es ihm, die Einhaltung der geltenden Vorschriften zu gewährleisten und die von der Anlage ausgehenden Nachteile für die geschützten Interessen unter Kontrolle zu halten.

KAPITEL 2: NEUBEWERTUNG

2 AKTUALISIERUNG DER BEURTEILUNG DER NACHTEILE, DIE DAS KERNKRAFTWERK FÜR DIE GESCHÜTZTEN INTERESSEN DARSTELLT 302

2.1 ANALYSE DER LEISTUNG DER MASSNAHMEN ZUR VERHINDERUNG UND VERRINGERUNG DER VOM KERNKRAFTWERK BLAYAIS VERURSACHTEN AUSWIRKUNGEN UND BELÄSTIGUNGEN IM HINBLICK AUF DIE WIRKSAMKEIT DER BESTEN VERFÜGBAREN TECHNIKEN 302

2.2 ANALYSE DES CHEMISCHEN UND RADIOLOGISCHEN ZUSTANDS DER UMWELT IN DER NÄHE DES KERNKRAFTWERKS 304

2.2.1 Analyse des chemischen und ökologischen Zustands der Umwelt in der Umgebung des Kernkraftwerks 304

2.2.2 Analyse des radiologischen Zustands der Umwelt in der Umgebung des Kernkraftwerks 306

2.3 ANALYSE DES CHEMISCHEN UND RADIOLOGISCHEN ZUSTANDS DER UMWELT AM DER KERNKRAFTWERK (BODENZUSTAND) 307

2.4 GRUNDLAGEN FÜR DIE ÜBERPRÜFUNG DER FREISETZUNGSGRENZWERTE DER IN DER TABELLE IM ANHANG ZU ARTIKEL R. 211-11-1 DES UMWELTGESETZBUCHES 309

2.5 ÜBERSICHT ÜBER DIE DURCHGEFÜHRTEN STUDIEN, STAND DER NOCH DURCHZUFÜHRENDEN STUDIEN UND VORAUSSICHTLICHER ZEITPLAN FÜR DIE AUFBEREITUNG DER ABFÄLLE 310

2.6 GRUNDLAGEN FÜR DIE ÜBERPRÜFUNG DER VORSCHRIFTEN IM ZUSAMMENHANG MIT DER STÄNDIGEN RADIOAKTIVITÄTSÜBERWACHUNG ODER DER VERDOPPELUNG DER MESSKETTEN 315

2.7 MESSUNG DER SCHALLEMISSIONEN DES KERNKRAFTWERKS 315

2 AKTUALISIERUNG DER BEURTEILUNG DER BELÄSTIGUNGEN, DIE DAS KERNKRAFTWERK FÜR DIE GESCHÜTZTEN INTERESSEN DARSTELLT

2.1 ANALYSE DER LEISTUNG DER MASSNAHMEN ZUR VERHINDERUNG UND VERRINGERUNG DER VON DER KERNKRAFTWERK ANLAGE VERURSACHTEN AUSWIRKUNGEN UND BELÄSTIGUNGEN IM HINBLICK AUF DIE WIRKSAMKEIT DER BESTEN VERFÜGBAREN TECHNIKEN

Artikel 1.3.1 der Umweltentscheidung sieht vor: *„Der Betreiber führt regelmäßig eine Leistungsanalyse der Maßnahmen zur Vermeidung und Minderung der von der Kernkraftanlage verursachten Auswirkungen und Belastungen im Hinblick auf die Wirksamkeit der besten verfügbaren Techniken in […] durch*."

Die Analyse der Leistungsfähigkeit der Maßnahmen zur Vermeidung und Minderung der von der Kernkraftanlage Blayais verursachten Auswirkungen und Belastungen im Hinblick auf die Wirksamkeit der besten verfügbaren Techniken, die sogenannte BVT-Analyse, bezieht sich auf die Auslegungsmerkmale, die Betriebspraktiken und die von EDF in der Kernkraftanlage Blayais umgesetzten Optimierungsmaßnahmen.

Der Umfang der BVT-Analyse wird in Verbindung mit den in Artikel 4.1 des INB-Erlasses genannten Beeinträchtigungen festgelegt, unter Anwendung des Grundsatzes der Verhältnismäßigkeit im Hinblick auf die Herausforderungen, wie in Artikel 1.1 desselben Erlasses beschrieben. Die Beeinträchtigungen, die das Kernkraftwerk Blayais für die im Rahmen dieser Analyse berücksichtigten Schutzgüter darstellt, stehen im Zusammenhang mit:

- Wasserentnahmen und -verbrauch;
- Einleitung radioaktiver und chemischer Abwässer;
- Wärmeeinleitungen;
- radioaktiven und konventionellen Abfällen;
- Belästigungen durch Lärmemissionen. Die

BVT-Analyse bezog sich daher auf (siehe Abbildung 27):

- die Einleitung radioaktiver und chemischer Abwässer, die Abfälle und die Lärmemissionen, die durch den nuklearen und den konventionellen Anlagenbereich verursacht werden;
- die Wasserentnahme und der Wasserverbrauch, die Einleitung chemischer Abwässer sowie die Abfälle, die durch die Nebenanlagen des konventionellen Bereichs verursacht werden;
- die Wasserentnahme und der Wasserverbrauch, die Einleitung chemischer Abwässer und die Wärmeabgabe, die durch die Kaltquelle verursacht werden.

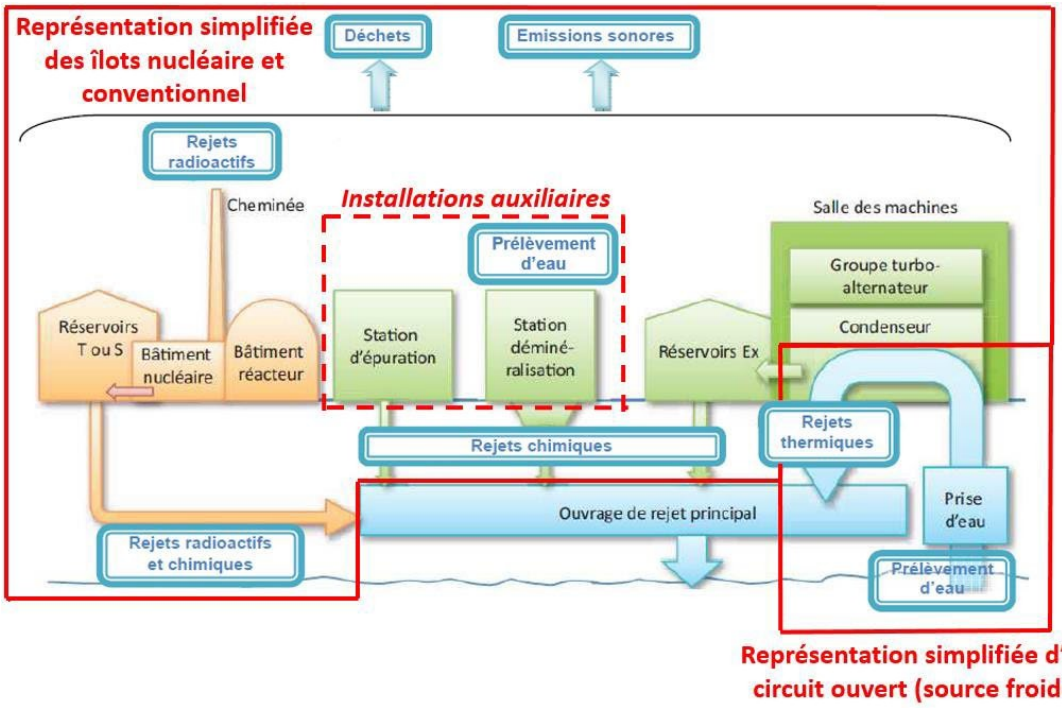


Abbildung 27: Schematische Darstellung der nuklearen und konventionellen Inseln sowie der Kältequelle und der damit verbundenen Nachteile (im offenen Kreislauf gekühltes Kernkraftwerk)

Die durchgeführte BVT-Analyse zeigt, dass die Vermeidung und Verringerung der durch das Kernkraftwerk Blayais verursachten Nachteile durch eine Reihe von Maßnahmen in den Bereichen Auslegung, Betrieb und Überwachung gewährleistet sind. Diese Maßnahmen wurden im Laufe der Jahre optimiert, um den ökologischen, technischen und behördlichen Entwicklungen Rechnung zu tragen. Ihre Auswahl ist das Ergebnis einer Analyse, die darauf abzielt, unter Berücksichtigung aller ökologischen und technischen Einschränkungen, behördlichen Anforderungen und Kosten ein Gesamtoptimum zu definieren.

Darüber hinaus ermöglichen die technologische Beobachtung sowie die Kenntnis und Analyse internationaler Praktiken und anerkannter Leitfäden die Validierung der von EDF getroffenen technischen und strategischen Entscheidungen. Sie tragen zudem zum Prozess der kontinuierlichen Verbesserung der Umweltleistung des Kernkraftwerks Blayais bei.

Zusammenfassend lässt sich sagen:

- In Bezug auf die Wasserentnahme und den Wasserverbrauch:
  - Die für den Kaltwasserbereich umgesetzten Auslegungs- und Betriebsvorschriften stehen im Einklang mit den Empfehlungen des BREF ICS (2001) und anerkannten internationalen Leitfäden.
  - Die vom Kernkraftwerk Blayais für die Hilfsanlagen des konventionellen Blocks (z. B. die Anlage zur Herstellung von entmineralisiertem Wasser) getroffenen Planungs-, Betriebs- und Überwachungsmaßnahmen ermöglichen es, die mit der Wasserentnahme und dem Wasserverbrauch verbundenen Nachteile zu begrenzen.
- In Bezug auf die Ableitungen:
  - Die hinsichtlich der Wärmeeinleitungen umgesetzten Auslegungs- und Betriebsvorschriften für die Kaltwasserquelle stehen im Einklang mit den Empfehlungen des BREF ICS (2001) und anerkannten internationalen Leitfäden.

- Die auf Ebene des Kernkraftwerks (prozessbezogene Anlagen und Hilfsanlagen) umgesetzten technischen Vorkehrungen und Betriebspraktiken zur Vermeidung und Reduzierung von Ableitungen entsprechen den international anerkannten und umgesetzten Standards. Insbesondere sind die Ableitungsmengen des Kernkraftwerks Blayais mit denen internationaler Kernkraftwerke zur Stromerzeugung vergleichbar.

- In Bezug auf Abfälle:
  - Ihre Bewirtschaftung, Entstehung und Entsorgung wird auf Ebene des Kernkraftwerks optimiert und entspricht den Entsorgungs- und/oder Behandlungsverfahren, die als beste verfügbare Techniken (BVT) identifiziert wurden. Die Analyse der Erfahrungen aus dem in Betrieb befindlichen Kernkraftwerkpark sowie der von ausländischen Betreibern getroffenen Maßnahmen ermöglicht einen Überblick über nationale und internationale bewährte Praktiken und trägt zum Prozess der kontinuierlichen Verbesserung bei, der innerhalb von EDF umgesetzt wird.

- In Bezug auf Lärmemissionen:
  - Ihre Begrenzung wird zum einen durch die Umsetzung von Maßnahmen zur Begrenzung des Lärmpegels der Anlagen und zum anderen durch die Überprüfung der Einhaltung der vorgeschriebenen Lärmgrenzwerte mittels regelmäßiger Messkampagnen gewährleistet.

Angesichts der ökologischen Herausforderungen und der lokalen Auflagen für das Kernkraftwerk Blayais lassen die Gesamtumweltleistungen des Kraftwerks den Schluss zu, dass alle umgesetzten Maßnahmen den besten verfügbaren Techniken (BVT) gleichwertig sind.

2.2 ANALYSE DES CHEMISCHEN UND RADIOLOGISCHEN ZUSTANDS DER UMWELT IN DER NÄHE DES KERNKRAFTWERKS

Gemäß Artikel 3.3.6 der Umweltgenehmigung *„führt der Betreiber regelmäßig eine Analyse des chemischen und radiologischen Zustands der Umwelt durch, die sich auf die Anlage und ihre Umgebung erstreckt und in einem angemessenen Verhältnis zur Aktivität und zu den Herausforderungen steht“.*

Die Analyse des chemischen und radiologischen Zustands der Umwelt in der Umgebung des Kernkraftwerks erfolgt auf der Grundlage der Daten aus der kontinuierlichen Umweltüberwachung. Sie wird in den Abschnitten I-2.2.1 und I-2.2.2 dargestellt.

Für den chemischen und radiologischen Zustand der Umwelt auf dem Gelände der Kernkraftwerksanlage stellen die Böden (Rezeptor) die am besten geeignete Matrix für die Durchführung dieser Analyse dar. Sie wird im Abschnitt „Risiken“ – Kapitel II
– § I-2.3, wobei Artikel 3.3.7 Absatz I der Umweltentscheidung darüber hinaus vorsieht: *„Bei Tätigkeiten, die die Erzeugung, Verwendung und Freisetzung radioaktiver oder nicht radioaktiver Stoffe beinhalten, die den Boden und das Grundwasser kontaminieren können, umfasst die in Artikel 3.3.6 genannte Analyse eine Bestandsaufnahme des Bodens der Anlage.“*

2.2.1 Analyse des chemischen und ökologischen Zustands der Umwelt in der Umgebung des Kernkraftwerks

Die Analyse des chemischen und ökologischen Zustands der Umwelt in der Gironde-Mündung, in der Umgebung des Kernkraftwerks Blayais, besteht aus einer räumlichen (Unterschiede zwischen Messstationen im Einflussbereich und außerhalb des Einflussbereichs des Kernkraftwerks Blayais) und zeitlichen (Entwicklungstrends zwischen 2011 und 2020) statistischen Analyse der Werte chemischer, physikalisch-chemischer und biologischer Parameter in der Gironde-Mündung.

Die verwendeten Daten stammen aus der vorgeschriebenen Umweltüberwachung des Kernkraftwerks, die folgende Bereiche umfasst:

- Pelagische Messungen: 8 Messkampagnen pro Jahr, bei denen folgende Parameter erfasst werden:
  - Hydrologie: Wasserstand, Strömungsgeschwindigkeit und -richtung.
  - Physikalisch-chemische Parameter: Temperatur, Salzgehalt, Schwebstoffe (MES), Trübung, gelöster Sauerstoff

, pH-Wert, organischer Kohlenstoff, Nährsalze.

- Chemie: Bor, Morpholin, Ethanolamin, Hydrazin und anionische Tenside.
- Mikrobiologie: halophile Vibrionen.
- Plankton: Chlorophyllpigmente und Zooplankton.

- Benthische Fauna: 8 Probenahmekampagnen pro Jahr zur Erfassung der subtidalen und intertidalen Makrofauna.
- Fischerei: monatliche Erhebungen der zirkulierenden Fauna (12 Erhebungen pro Jahr). Die

Ergebnisse lauten wie folgt:

Was die pelagischen Überwachungen betrifft:

- Die Überwachung der hydrologischen Parameter zeigt die im Mündungsgebiet der Gironde während eines Gezeitenzyklus üblicherweise beobachtete Zirkulation. Die zeitlichen Schwankungen der Parameter im pelagischen Bereich (Temperatur, Salinität, Schwebstoffe, Trübung, gesamter und partikulärer organischer Kohlenstoff, Bor, Phytoplankton und Zooplankton, Mikrobiologie) hängen im Wesentlichen mit der Klimatologie, der Hydrologie (Flussabflüsse und Gezeitenkoeffizienten), der Saisonalität der Umwelt und der sedimentären Hydrodynamik zusammen. Sie spiegeln eine natürliche Funktionsweise des Mündungsgebiets wider. Eine saisonale Variabilität fehlt bei allen Nährsalzen nahezu vollständig, was mit den hohen Suspensionsstoffkonzentrationen im Mündungsgebiet zusammenhängt.

- Als Reaktion auf Schwankungen der Flussabflüsse und des Meerwassereinbruchs zeigt sich in der Mündung ein räumlicher Gradient (stromaufwärts/stromabwärts) hinsichtlich des Salzgehalts, der Trübung, Schwebstoffen, dem gesamten und partikulären organischen Kohlenstoff, Bor, den Nährsalzen, dem Phytoplankton und Zooplankton sowie den Anteilen der verschiedenen Vibrio-Arten, was auf eine natürliche Funktionsweise des Mündungsgebiets hindeutet. Für gelösten Sauerstoff und den pH-Wert wird kein Gradient von stromaufwärts nach stromabwärts beobachtet, was charakteristisch für die natürliche Variabilität der Gironde-Mündung ist.

- Chemische Substanzen wie Morpholin, Ethanolamin und Hydrazin weisen Konzentrationen unterhalb ihrer jeweiligen Bestimmungsgrenzen auf. Was anionische Tenside (Waschmittel) betrifft, so liegen die gemessenen Konzentrationen über den gesamten Zeitraum 2011–2020 unter den Konzentrationen, die eine schädliche Wirkung auf die Mündungsumgebung haben könnten.

- Die Ergebnisse der mikrobiologischen Überwachung zeigen eine ausgeprägte saisonale Schwankung der Vibrio-Konzentrationen, was für die Mündung typisch ist.

Was die benthische und fischereiliche Überwachung betrifft:

- Die Artenvielfalt und das Vorkommen der benthischen Fauna variieren entlang eines räumlichen Gradienten. Für den subtidalen benthischen Bereich lässt sich dies durch punktuelle Versandung, den Salzgehaltsgradienten und Strömungen erklären. Was den intertidalen benthischen Bereich betrifft, kann diese Dynamik durch natürliche Schwankungen der hydroklimatischen Umwelt bedingt sein oder Trends in der ökologischen Qualität des Ökosystems der Gironde widerspiegeln, die typischerweise entlang des zunehmenden Salzgehaltsgradienten (stromaufwärts–stromabwärts) der Mündung beobachtet werden, ohne dass ein Einfluss des Kernkraftwerks Blayais auf den benthischen Bereich festgestellt wurde. Die interannuelle Dynamik der Korngrößenverteilung und der benthischen Populationen in der Gezeitenzone variiert nur geringfügig. Im Gegensatz dazu nimmt der Artenreichtum der subtidalen benthischen Wirbellosen im Laufe der Jahre zu, was aus ökologischer Sicht insgesamt positiv zu bewerten ist.

- Was die fischereiliche Makrofauna betrifft, so lassen sich räumliche Schwankungen in der Häufigkeit bestimmter Arten feststellen, die mit dem im Gironde-Mündungsgebiet üblicherweise beobachteten Salzgehaltsgradienten zusammenhängen. Die jährlichen Schwankungen in der Dynamik der Fischpopulationen, der Rekrutierung und der Bestandsstruktur während dieses Jahrzehnts stehen in engem Zusammenhang mit hydrologischen und klimatischen Umweltveränderungen.

Im Rahmen der Überwachung der aquatischen Umwelt des Kernkraftwerks Blayais lässt die Analyse aller im Zeitraum 2011–2020 erhobenen Daten keinen Einfluss des Kernkraftwerks auf die Populationen und die Mündungsumgebung erkennen.

2.2.2 Analyse des radiologischen Zustands der Umwelt in der Umgebung des Kernkraftwerks

Die Analyse des radiologischen Zustands der Umwelt in der Umgebung des Kernkraftwerks Blayais stützt sich auf die jährlichen radioökologischen Überwachungen und die durchgeführten Zehnjahresbilanzen. Sie umfasst einen Vergleich der Analyseergebnisse mit dem vor der Inbetriebnahme des Kernkraftwerks festgelegten Referenzzustand (oder „Nullpunkt“).

Die wichtigsten Schlussfolgerungen dieser Analyse für den Zeitraum 2011–2020 lauten wie folgt:

- Die in der terrestrischen und aquatischen Umwelt in der Umgebung des Kernkraftwerks Blayais vorhandene Radioaktivität ist überwiegend natürlichen Ursprungs und geht im Wesentlichen auf Kalium-40 und Beryllium-7 zurück. Die Werte der natürlich vorkommenden Radioaktivität sind in der terrestrischen und aquatischen Umwelt in der Umgebung des Kernkraftwerks seit dem Referenzzustand stabil geblieben.

- In der terrestrischen Umwelt in der Umgebung des Kernkraftwerks Blayais stammt die künstliche Radioaktivität hauptsächlich aus den Restwerten des atmosphärischen Fallouts von Atomtests in der Atmosphäre, aus dem Fallout des Unfalls von Tschernobyl sowie in geringerem Maße aus dem Unfall von Fukushima Daiichi. Diese Ereignisse sind der Grund dafür, dass im Zeitraum 2011–2020 Cäsium-134 und -137, Jod-131 sowie – ausschließlich im Zusammenhang mit den Atomtests – Nickel-63, Strontium-90 und Alpha-Strahler (Plutonium-238, Plutonium-239 und -240 sowie Americium-241) nachgewiesen wurden. Der Niederschlag aus atmosphärischen Kernwaffentests trägt ebenfalls zum Hintergrundgehalt an Tritium und Kohlenstoff-14 bei. Diese beiden Radionuklide entstehen zudem auf natürliche Weise und gehören ebenfalls zu den Radionukliden, die in den Abwässern der Anlagen des Kernkraftwerks (CNPE) enthalten sind. Mit Ausnahme eines punktuellen Nachweises[19] von freiem Tritium in einer Honigprobe und von organisch gebundenem Tritium in einer Probe von Wiesenkräutern sowie von Kohlenstoff-14 in bestimmten Milch- und Pflanzenproben wurde kein weiterer Beitrag der Abwasserableitungen des Kernkraftwerks Blayais zu den in der terrestrischen Umwelt in der Umgebung des Kernkraftwerks gemessenen Aktivitäten festgestellt. Die Auswirkungen der atmosphärischen Ableitungen radioaktiver Abwässer des Kernkraftwerks, die unter Einhaltung der gesetzlichen Grenzwerte erfolgen, sind vernachlässigbar.

- In der aquatischen Umwelt ist die künstlich bedingte Gamma-Radioaktivität hauptsächlich auf Cäsium-137 zurückzuführen, das aus früheren globalen Fallout-Ereignissen stammt (Atomwaffentests in der Atmosphäre und der Unfall von Tschernobyl). Das Cäsium 134, das 2011 in einer Probe von Blütenpflanzen gemessen wurde, stammt aus dem Fallout des Unfalls von Fukushima Daiichi. Das in der aquatischen Umwelt nachgewiesene Strontium-90 und die Alpha-Strahler (die nicht in den flüssigen Ableitungen des Kernkraftwerks enthalten sind) stammen aus dem früheren Fallout der Atomwaffentests in der Atmosphäre. Die in bestimmten aquatischen Proben gemessenen Aktivitätswerte für Tritium und Kohlenstoff-14 können einen doppelten Ursprung haben: die Ableitungen des Kernkraftwerks Blayais in Verbindung mit denen des stromaufwärts gelegenen Kernkraftwerks Golfech. Die flüssigen Ableitungen des Kernkraftwerks Blayais sind der Grund für die nachgewiesenen Nickel-63-Werte. Die Herkunft des vereinzelt nachgewiesenen metastabilen Silbers-108 ist ungewiss, doch ein Einfluss der Ableitungen des Kernkraftwerks Blayais kann nicht ausgeschlossen werden. Die Auswertung aller im Rahmen der Überwachung der aquatischen Umwelt des Standorts gewonnenen Daten lässt den Schluss zu, dass der Einfluss des Kraftwerksbetriebs vernachlässigbar ist.

[19] Es sei darauf hingewiesen, dass der Begriff „Markierung“ in der Radioökologie üblicherweise verwendet wird, um das messbare Vorhandensein eines Radionuklids in der Umwelt über die Hintergrundstrahlung hinaus in Verbindung mit einer identifizierten Quelle zu bezeichnen. Dieser Begriff sagt nichts über quantifizierte Aktivitätswerte aus.

Zusammenfassend lässt sich sagen, dass die in der terrestrischen und aquatischen Umwelt in der Umgebung des Kernkraftwerks Blayais vorhandene Radioaktivität überwiegend natürlichen Ursprungs ist. Die künstlich verursachte Radioaktivität hängt ihrerseits hauptsächlich mit dem globalen atmosphärischen Fallout aus Atomtests und den Unfällen von Tschernobyl und Fukushima Daiichi sowie mit den Ableitungen des Kernkraftwerks Blayais und des stromaufwärts an der Garonne gelegenen Kernkraftwerks Golfech zusammen.

Die Auswirkungen der Einleitungen radioaktiver Abwässer aus dem Kernkraftwerk Blayais, die unter Einhaltung der gesetzlichen Grenzwerte erfolgen, sind vernachlässigbar.

2.3 ANALYSE DES CHEMISCHEN UND RADIOLOGISCHEN ZUSTANDS DER UMWELT AUF DEM GELÄNDE DES KERNKRAFTWERKS (BODENZUSTAND)

Gemäß Artikel 3.3.7 der Umweltgenehmigung gilt*: „Bei Tätigkeiten, die die Erzeugung, Verwendung und Einleitung radioaktiver oder nicht radioaktiver Stoffe beinhalten, die den Boden und das Grundwasser kontaminieren könnten, umfasst die in Artikel 3.3.6 genannte Analyse eine Bestandsaufnahme des Bodens der Anlage*." Artikel 3.3.6 legt zudem die Häufigkeit dieser Bodenuntersuchung fest: bei jeder regelmäßigen Überprüfung der Anlage und mindestens alle zehn Jahre, und weist darauf hin, dass sich die Untersuchung auf mehrere Kernkraftwerke innerhalb desselben Standorts beziehen kann. So wird für das Kernkraftwerk Blayais die Untersuchung des Bodenzustands auf dem Gelände der beiden folgenden Kernkraftwerke des CNPE durchgeführt:

- INB Nr. 86, Reaktoren Blayais 1 und 2;
- INB Nr. 110, Reaktoren Blayais 3 und 4.

Die Analyse des Bodenzustands im Kernkraftwerk Blayais stützte sich auf die Umweltdaten des Untergrunds des Kernkraftwerks, auf die Grundwasserüberwachung im Zeitraum von Januar 2013 bis Dezember 2020 sowie auf die Bodenuntersuchungen, die im INB-Bereich des Kernkraftwerks durchgeführt wurden.

Die wichtigsten Anlagen des Kernkraftwerks befinden sich innerhalb zweier Schlitzwände, wobei der natürliche Boden, der aus lehmigem Schlamm bestand, beim Bau des Standorts durch sandigen Aufschüttungsboden in einer Mächtigkeit von etwa 17 m ersetzt wurde. Diese Schlitzwände bilden eine Barriere für den Abfluss des Grundwassers aus dem Alluvialgrundwasserleiter, dessen Pegel innerhalb der Schlitzwände zwischen 3 und 4 m Tiefe relativ zur Plattformhöhe schwankt und das hauptsächlich von Westen nach Osten fließt.

Seit ihrer Inbetriebnahme wird das Kernkraftwerk Le Blayais einer qualitativen und quantitativen Grundwasserüberwachung unterzogen. Diese Überwachung wurde im Laufe der Zeit angepasst, um den baulichen Maßnahmen und den sich ändernden gesetzlichen Anforderungen gerecht zu werden. Für jeden überwachten Parameter wurden für alle Kernkraftwerksstandorte Schwellenwerte festgelegt: ein Untersuchungsschwellenwert (S1) und ein Aktionsschwellenwert (S2). Ergänzend wurden Qualitätsrichtwerte definiert, die bei der Auswertung der Messungen helfen sollen; diese gelten für bestimmte allgemeine physikalisch-chemische Eigenschaften des Milieus wie den pH-Wert, die Leitfähigkeit sowie für Elemente wie Eisen, Mangan und Aluminium.

Die Auswertung aller Messungen im Rahmen der Grundwasserüberwachung zwischen Januar 2013 und Dezember 2020 umfasste die Ergebnisse von etwa 12.400 chemischen und 2.300 radiologischen Analysen, die an rund dreißig Piezometern im Bereich des Kernkraftwerks Blayais durchgeführt wurden. Diese Überwachung ergab, dass bei den überwachten chemischen und radiologischen Parametern keine signifikanten Anomalien vorlagen, mit Ausnahme einiger Überschreitungen der für in Betrieb befindliche Kernkraftwerke geltenden Referenzgrenzwerte:

- Die Qualität des Grundwassers wird durch die geologische Beschaffenheit des Untergrunds beeinflusst. So wurden bei mehreren Parametern (Natrium, Chloride, Eisen, Mangan und Kjeldahl-Stickstoff) punktuelle Überschreitungen der Vergleichswerte beobachtet, die jedoch in keinem Zusammenhang mit den Aktivitäten des Kernkraftwerks stehen;
- Im Untersuchungszeitraum wurden an neun Piezometern des Kernkraftwerks Überschreitungen des Untersuchungsgrenzwerts für Phosphat festgestellt, ebenso wie Überschreitungen des Aktionsgrenzwerts zwischen September 2017 und Februar 2018 am Piezometer 0 SEZ 109 PZ und punktuell im August 2019 am Piezometer 0 SEZ 103 PZ. Da diese Piezometer weit voneinander entfernt sind (innerhalb und außerhalb

der Schlitzwände) liegen, könnten diese erhöhten Phosphatgehalte mit der hydrogeochemischen Hintergrundkonzentration des Grundwassers im quartären Kiesbett zusammenhängen;

- Im Untersuchungszeitraum wurden an den Piezometern 0 SEZ 106 PZ und 0 SEZ 119 PZ regelmäßige Überschreitungen des Untersuchungsgrenzwerts und vereinzelt des Aktionsgrenzwerts für den Parameter „Gesamtkohlenwasserstoffe“ beobachtet. Diese Piezometer befinden sich in Bereichen, in denen 2012 eine lokale Kontamination der Böden mit Kohlenwasserstoffen und PCB festgestellt wurde (Transformatoren Block 1 und Transformatoren Block 3). Diese Bereiche unterliegen seitdem Bewirtschaftungsmaßnahmen und einer verstärkten Überwachung;
- Im Jahr 2017 wurden Überschreitungen des Untersuchungsgrenzwerts für Nitrate an den Anlagen 0 SEZ 110 PZ und 0 SEZ 111 PZ sowie im Jahr 2019 am Piezometer 0 SEZ 110 PZ festgestellt, im Zusammenhang mit Überläufen an den in der Nähe dieser beiden Bauwerke gelegenen SEU-Gruben (Abwasser). Es werden Maßnahmen ergriffen, um diese Überschreitungen zu vermeiden;
- eine wiederkehrende Überschreitung des Grenzwerts S1 (100 Bq/L) für Tritium an einem Piezometer in der Nähe von Block 1 seit 2017 (0 SEZ 109 PZ) im Zusammenhang mit der Tritiummarkierung, die im Wasser in den Kasematten unter dem BAN 9 (Blöcke 1 und 2) festgestellt wurde. Diese Anreicherung ist Gegenstand von Bewirtschaftungsmaßnahmen (Sanierungsarbeiten an den Anlagen, Reinigung des tritiumhaltigen Wassers in den Kasematten seit 2017 und am Piezometer 0 SEZ 109 PZ seit 2020). Diese Maßnahmen haben zu einer deutlichen Senkung der Tritium-Volumenaktivitäten im Wasser in den Kasematten unter dem BAN 9 und am Piezometer 0 SEZ 109 PZ geführt (die Volumenaktivität liegt seit August 2020 an dieser Stelle unter 50 Bq/l).

Die Untersuchung der historischen und umweltbezogenen Daten des Kernkraftwerks Blayais stützte sich auf Dokumentenrecherchen, Aussagen von Mitarbeitern des Kraftwerks und Besichtigungen der Anlagen. Diese Untersuchung hat mehrere historische Tritiummarkierungen im Grundwasser des quartären Kiesbodens innerhalb der Schlitzwände aufgezeigt sowie die Notwendigkeit, in bestimmten Bereichen des Kernkraftwerks Untersuchungen durchzuführen, um zusätzliche Informationen zu erhalten, die für die Bewertung des Bodenzustands erforderlich sind.

Zudem konnten die Ergebnisse von fünf Bodenuntersuchungskampagnen ausgewertet werden, die zwischen 2012 und 2017 im Rahmen von Bauarbeiten und/oder Erschließungsprojekten des Kernkraftwerks durchgeführt wurden:

- Transformatorenbereich: Im Zusammenhang mit den oben genannten Überschreitungen im Grundwasser im Bereich der Bauwerke 0 SEZ 106 PZ und 0 SEZ 119 PZ hat eine 2012 durchgeführte Untersuchungskampagne zwei durch Kohlenwasserstoffe und PCB belastete Bereiche (in den Abschnitten 1 und 3) aufgezeigt. Diese Verunreinigungen zeichnen sich durch eine relativ geringe Ausdehnung aus – etwa 2 m in vertikaler Richtung und 250 m² in horizontaler Richtung – sowie durch die Nichtflüchtigkeit und geringe Mobilität der betroffenen Stoffe, was zu einem sehr geringen Umweltrisiko und vernachlässigbaren Gesundheitsrisiken führt. Der im Anschluss an diese Untersuchungen umgesetzte Sanierungsplan bestand in der Einrichtung einer Anlage zur Aufbereitung des Überstands direkt an der Kontaminationsfront, verbunden mit einer verstärkten Umweltüberwachung. Mit der Aufbereitungsanlage konnten etwa 42 kg reine Kohlenwasserstoffe gesammelt werden.
- RTE-Standort: Im Jahr 2016 wurden zwei Umweltuntersuchungen des Bodens durchgeführt, die das Vorhandensein von vergrabenen Bauabfällen in diesem Bereich auf einer Fläche von etwa 7 Hektar und einer durchschnittlichen Mächtigkeit von 2 Metern nachwiesen. Ein Sanierungsplan wurde 2017 erstellt. Auf der Grundlage einer Kosten-Nutzen-Analyse und unter Berücksichtigung der Auflagen des Kernkraftwerks sowie mangels eines Sanierungsvorhabens die Lösung gewählt, die Abfälle an Ort und Stelle zu belassen und gleichzeitig eine Überwachung des Grund- und Oberflächenwassers einzurichten; ergänzt wird dies durch die Beibehaltung der derzeitigen Nutzung des Gebiets, eine Zugangsbeschränkung und die Bewahrung der Erinnerung an den Zustand dieses Bereichs des Kernkraftwerks.
- Was die anderen untersuchten Bereiche betrifft (Gebäude „Citadelle“, Projekte CCL und SEG sowie das Projekt zum peripheren Schutz), so erfordern diese Bereiche angesichts des punktuellen Charakters und der Art der

in den Analyseergebnissen festgestellten Überschreitungen bei bestimmten Spurenmetallen (ETM) erfordern diese Bereiche keine Bewirtschaftungsmaßnahmen.

Um den Zustand der Böden des Kernkraftwerks zu vervollständigen, wurde zwischen September 2020 und Januar 2021 eine Umweltuntersuchung der Böden in bestimmten Risikobereichen durchgeführt, die durch die Auswertung historischer und umweltbezogener Daten identifiziert worden waren. Diese umfasste die Durchführung von 25 Bodenbohrungen bis zu einer Tiefe von 4 m, 12 Schachtbohrungen mit einem Bagger, 7 Vorbohrungen (die nicht durch eine Bohrung vertieft wurden), 114 Bodenproben für chemische Analysen und 72 Bodenproben für radiologische Analysen.

Im Juli 2021 wurde eine ergänzende Untersuchungskampagne durchgeführt, die aus der Durchführung von 7 Bodenbohrungen bis zu einer Tiefe von 4 m an Stellen bestand, an denen bei der vorherigen Kampagne inkonsistente Ergebnisse für Cäsium-137 und Kobalt-60 festgestellt worden waren. Dadurch konnten die ersten Ergebnisse widerlegt werden.

Die Ergebnisse dieser Analysen entsprechen größtenteils der für die untersuchten Parameter ermittelten anthropogenen Hintergrundbelastung.

Dennoch weisen einige der analysierten Bodenproben Überschreitungen bei einem oder mehreren chemischen Parametern (Cadmium, Quecksilber und Zink) auf, was höchstwahrscheinlich mit der intrinsischen Qualität der vorhandenen Aufschüttungen zusammenhängt.

Zudem wiesen drei analysierte Proben Tritium-Massenaktivitäten auf, die über den festgelegten Vergleichswerten lagen. Diese Proben wurden im Schwankungsbereich des Grundwasserspiegels entnommen, und zwar direkt an den beiden Bohrlöchern, die in der Nähe des PTR-Reservoirs, Abschnitt 1, angelegt wurden. Dieses Vorkommen von Tritium in der gesättigten Zone steht im Einklang mit der Markierung des Grundwassers, die Ende 2017 an den Kasematten unter dem BAN und am Piezometer 0 SEZ 109 PZ festgestellt wurde. Diese Markierung ist Gegenstand der zuvor genannten Bewirtschaftungsmaßnahmen.

2.4 GRUNDLAGEN FÜR DIE ÜBERPRÜFUNG DER EINLEITGRENZWERTE UND DER IN DER TABELLE IM ANHANG ZU ARTIKEL R. 211-11-1 DES UMWELTGESETZBUCHES GENANNTEN STOFFE

Artikel 4.1.11 des INB-Erlasses besagt: *„Die Einleitung […] der in der Tabelle im Anhang zu Artikel R. 211-11-1 des Umweltgesetzbuchs aufgeführten Stoffe darf nur erfolgen, wenn eine Entscheidung der ASN […] Einleitungsgrenzwerte für diese Stoffe festlegt, und zwar auf der Grundlage der vom Betreiber vorgelegten Begründungen hinsichtlich der Optimalität dieser Einleitungen und der Akzeptanz ihrer Auswirkungen. Die vorgenannten Grenzwerte werden regelmäßig überprüft. Der Betreiber nimmt die für diese Überprüfung erforderlichen Angaben in den in Artikel L. 593-19 des Umweltgesetzbuchs vorgesehenen Überprüfungsbericht auf.*“

Für das Kernkraftwerk Blayais sind die von diesem Artikel betroffenen Stoffe Borsäure, Gesamtmetalle (Blei, Mangan, Chrom, Kupfer, Zink), Phosphate und Stickstoff (Ammonium, Nitrate, Nitrite, organischer Stickstoff).

Die geltenden Grenzwerte für die Einleitung dieser Stoffe sind in der Verordnung vom 18. September 2003 festgelegt, mit der EDF die Genehmigung erteilt wurde, die Wasserentnahme sowie die Einleitung flüssiger und gasförmiger Abfälle für den Betrieb des Kernkraftwerks Blayais fortzusetzen.

Die Methode zur Überprüfung der Einleitungsgrenzwerte für die in der Tabelle im Anhang zu Artikel R. 211-11-1 des Umweltgesetzbuchs aufgeführten Stoffe stützt sich auf zwei Schwerpunkte:

- der Analyse der Erfahrungen mit den tatsächlichen Einleitungen des Kernkraftwerks im Zeitraum 2012–2021, im Vergleich zu den geltenden gesetzlichen Grenzwerten für den im Rahmen der Überprüfung herangezogenen Bezugszeitraum (2012–2021) sowie im Vergleich zu den gesetzlichen Grenzwerten der neuen ASN-Entscheidungen zur Festlegung der Einleitungs- und Entnahmegrenzwerte, die im Juni 2023 veröffentlicht wurden;
- die Ermittlung etwaiger Anforderungen für den Betrieb der Reaktoren.

Anhand dieser beiden Aspekte lässt sich gegebenenfalls ermitteln, bei welchen Stoffen die Ableitungsgrenzwerte nicht mit den betrieblichen Anforderungen der Reaktoren vereinbar sind.

Die Anwendung dieser Methode auf das Kernkraftwerk Blayais zeigt, dass die Ableitungsgrenzwerte für die in der Tabelle im Anhang zu Artikel R. 211-11-1 des Umweltgesetzbuchs aufgeführten Stoffe mit den betrieblichen Anforderungen des Kernkraftwerks Blayais vereinbar sind.

2.5 ZUSAMMENFASSUNG DER BISHER DURCHGEFÜHRTEN STUDIEN, STAND DER NOCH DURCHZUFÜHRENDEN STUDIEN UND VORAUSSICHTLICHER ZEITPLAN FÜR DIE AUFBEREITUNG DER ABFÄLLE

Artikel 6.8 des INB-Erlasses sieht vor*: „Wenn Abfälle in einer Weise konditioniert sind, die mit ihrer Annahme in den Lagerstätten, für die sie laut Abfallbewirtschaftungsstudie bestimmt sind, unvereinbar ist, nimmt der Betreiber so schnell wie möglich eine Neukonditionierung vor. Erfordert diese Neuverpackung vorbereitende Untersuchungen, legt der Betreiber in Abständen, die von der Behörde für nukleare Sicherheit festgelegt werden, eine Bilanz der durchgeführten Untersuchungen, eine Übersicht über die noch durchzuführenden Untersuchungen sowie den voraussichtlichen Zeitplan für die Neuverpackung der Abfälle vor. Diese Informationen sind zudem im Überprüfungsbericht enthalten.“*

Die Auslegungsgrundsätze für die Aufbereitungsanlagen (Centraco) und Endlager (Andra) für radioaktive Abfälle haben zur Festlegung von Anforderungen an die Abfälle geführt, die sich aus den Herausforderungen der nuklearen Sicherheit, des Strahlenschutzes und der Sicherheit ergeben, die mit den verschiedenen Lebensphasen dieser Anlagen verbunden sind (Betrieb sowie Überwachung und Nachüberwachung für die Andra-Endlager).

Die Einhaltung dieser Anforderungen stellt eine zentrale Herausforderung dar, die sowohl von den abfallerzeugenden Betreibern als auch von den industriellen Betreibern der Aufbereitungs- und Endlagerungsanlagen gemeinsam bewältigt werden muss.

Das Kernkraftwerk Blayais setzt diese Anforderungen durch technische und organisatorische Maßnahmen bei der Herstellung der Transportbehälter um, wobei die wichtigsten Phasen folgende sind:

- die Sammlung der Abfälle an den Produktionsstätten;
- die Verpackung der Abfälle in von den Aufbereitungs- und Endlagerungsanlagen zugelassene Verpackungen;
- die Kontrolle der in den Versandstücken enthaltenen Aktivität;
- der Versand der Versandstücke an ein geeignetes Aufbereitungs- oder Endlagerungszentrum.

Im Jahr 2015 wurde eine Arbeitsgruppe „Verpackungsqualität“ zwischen der Andra und den drei größten Erzeugern radioaktiver Abfälle – EDF, AREVA[20] und CEA – ins Leben gerufen, um Verbesserungspotenziale im Management radioaktiver Abfälle zu identifizieren und so Fortschritte bei der Sicherstellung der Konformität der Verpackungen zu erzielen.

Diese Organisation zielt darauf ab, ein Maß an Kontrolle zu gewährleisten, das den Herausforderungen angemessen ist, wie sie durch die potenziellen Auswirkungen und Risiken im Zusammenhang mit möglichen Nichtkonformitäten oder Qualitätsmängeln bei den Versandstücken definiert sind.

Besondere Aufmerksamkeit gilt dabei den Verpackungen vom Typ „Betonhülle“, die im Mehrbarrierenkonzept des CSA eine Einschlussfunktion erfüllen und maßgeblich zu dessen radiologischem Bestand beitragen.

[20] Seit 2018 Orano

Abbildung 28 zeigt die Entwicklung der Qualität der Betonhüllen-Transportbehälter des Kernkraftwerks Blayais im Zeitraum 2012–2021.

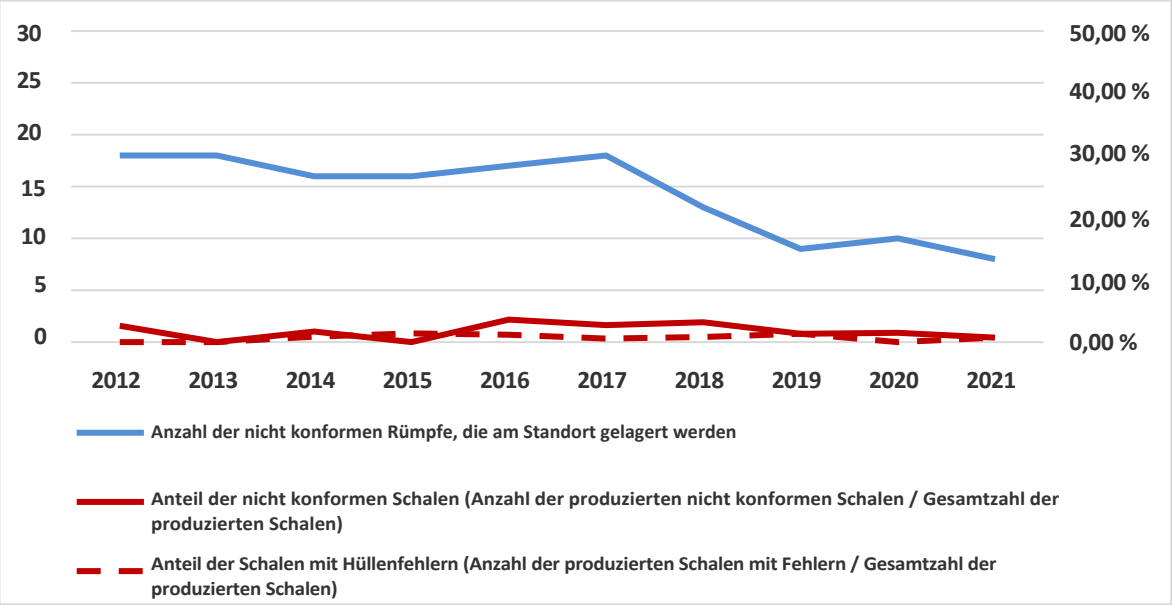


Abbildung 28: Entwicklung der Qualität der im Kernkraftwerk Blayais hergestellten Hüllen im Zeitraum 2012–2021

Im betrachteten Zeitraum ist somit eine allgemeine Verbesserung der Qualität der hergestellten Behälter festzustellen.

Der Anteil der Behälter mit Qualitätsmängeln ist seit 2012 schrittweise gesunken und hat sich in den letzten drei Jahren bei etwa 1 % stabilisiert, insbesondere dank

- Im Rahmen des vom Kernkraftwerk umgesetzten Maßnahmenplans zur Verbesserung der Kontrolle über die Konditionierungsvorgänge;
- Die Überprüfung der Zulassung für Betonhüllen von Wasserfiltern und radioaktiven technologischen Abfällen, die 2006 durchgeführt wurde (die Dichteigenschaften werden durch den Sperrmörtel gewährleistet, falls Defekte wie Absplitterungen oder Risse an der Hülle auftreten).

Dieser Rückgang der Produktion nicht konformer Hüllen ging dank des parallel eingeleiteten Entlagerungsplans mit einer Verringerung der Anzahl der am Standort gelagerten nicht konformen Hüllen einher: Neuverpackung der nicht konformen Gebinde und Antrag auf Übernahme durch die ANDRA.

Der Anteil der Behälter mit Mantelfehlern ist hingegen stabil auf einem niedrigen Niveau und liegt seit 2012 im Durchschnitt bei 0,7 %.

Darüber hinaus wird auch die Qualität der in vergänglichen Behältern verpackten schwach- und sehr schwach radioaktiven Abfälle überwacht, obwohl diese keine Sicherheitsrisiken darstellen (geringe Strahlungsbelastung, keine erforderlichen Einschließungseigenschaften). Tatsächlich kann ein wiederholtes Auftreten von Qualitätsmängeln dazu führen, dass die Abfallentsorgungs- und -lagerungsanlagen die Annahme der Abfälle aussetzen und industrielle Einschränkungen entstehen (z. B. das Risiko einer Überlastung der Lagerkapazitäten).

Das Kernkraftwerk (CNPE) leitet daraufhin Korrektur- und Vorbeugungsmaßnahmen ein, gegebenenfalls mit Unterstützung der nationalen Ingenieurdienste, um wieder ein zufriedenstellendes Qualitätsniveau zu erreichen.

Es ist anzumerken, dass es im Berichtszeitraum im CNPE Blayais lediglich zu einer vorübergehenden, viermonatigen Unterbrechung der Annahme von Metallabfällen für Centraco kam, die auf eine Reihe von Qualitätsmängeln bei der Herstellung von Metallabfallbehältern im Jahr 2013 zurückzuführen war.

Die Kontrolle der Qualität der Gebinde trägt insbesondere dazu bei, sicherzustellen, dass diese an die Behandlungs- und Lagerstätten weitergeleitet werden können, insbesondere wenn eine Rücknahme von Abfällen, die nach Modalitäten verpackt wurden, die mit den Annahmespezifikationen der Lagerstätten unvereinbar sind, nicht in Betracht kommt.

Dabei ist zu unterscheiden zwischen:

- Einerseits Abfälle, die in vergänglichen Behältern ohne vorherige Fixierung verpackt sind und zurückgenommen werden können, wenn eine Unvereinbarkeit der Verpackung mit den Annahmespezifikationen der Entsorgungsanlagen festgestellt wird (z. B. Kunststofffässer mit technologischen Abfällen geringer Aktivität und kurzer Halbwertszeit, die bei Centraco verbrannt werden, Metallbehälter mit technologischen Abfällen geringer oder mittlerer Aktivität und kurzer Halbwertszeit, die in das CSA eingebracht werden).
- Andererseits Abfälle, die in langlebigen oder vergänglichen Behältern verpackt sind und zuvor stillgelegt wurden. Diese Abfälle werden vor der Entsorgung stillgelegt und können im Falle einer Unvereinbarkeit der Verpackung mit den Annahmespezifikationen der Entsorgungswege nicht zurückgenommen werden.

Bei den erstgenannten Abfällen ist die Nichtübereinstimmung der Verpackung mit den Annahmespezifikationen der Entsorgungswege somit reversibel. Mögliche Einschränkungen im Zusammenhang mit ihrer Umverpackung (Klärung der Übernahme mit dem Entsorgungsweg, Verfügbarkeit der Anlagen, Vorbehandlung, ergänzende Charakterisierung usw.) erklären jedoch, warum Verpackungen dieser Art in den Anlagen vorhanden sind.

Für die zweite Gruppe hat EDF ein Verpackungsdesign in Form eines Metallkastens (Zulassung 7BN) entwickelt und von der Andra genehmigen lassen, mit dem die meisten Abfallverpackungen, deren Konditionierung einen Abtransport im aktuellen Zustand nicht zulässt, für die Lagerung geeignet gemacht werden können.

Die Mengen an Abfällen, die nach Modalitäten verpackt wurden, die mit den Annahmespezifikationen der Entsorgungsketten unvereinbar sind und die im Kernkraftwerk Blayais verbleiben, sind daher begrenzt, insbesondere im Hinblick auf die im betreffenden Zeitraum anfallenden Mengen an Abfallgebinden.

Die Angaben zu den durchgeführten Studien, zum Stand der noch durchzuführenden Studien und zum voraussichtlichen Zeitplan für die Umverpackung der Abfälle, die in einer Weise verpackt wurden, die mit den Annahmespezifikationen der Entsorgungswege unvereinbar ist, werden für jede Abfallart in Tabelle 6 und Tabelle 7 dargelegt. Zu beachten ist, dass in diesen Tabellen auch die Ende 2021 im Kernkraftwerk gelagerten Abfallgebinde aufgeführt sind:

- die Abweichungen von den Annahmespezifikationen der Entsorgungswege aufweisen, jedoch nicht zwangsläufig eine Umverpackung erfordern;
- die zwar keine Abweichungen von den Annahmespezifikationen der Entsorgungswege aufweisen, jedoch aufgrund ihrer Aktivität (DeD in 3 m Entfernung vom ungeschützten Abfall > 10 mSv/h) einen radioaktiven Abbau erfordern, um als IP2-Pakete transportiert werden zu können.

Einige umverpackte Versandstücke wurden in den Jahren 2022 und 2023 versandt. Sie sind in Tabelle 7 aufgeführt.

Tabelle 6: In vergänglichen Behältern verpackte Abfälle ohne vorherige Fixierung

Abfallart	Anzahl der Pakete, die den Annahmespezifikationen der Entsorgungskette nicht entsprachen und Ende 2021 gelagert waren	Gesamtzahl der erzeugten Gebinde [2012–2021]	Für die Umverpackung erforderliche Untersuchungen		Vorläufiger Zeitplan für die Umverpackung
			Durchgeführt	Noch durchzuführen	
Verbrennbare feste Abfälle FA-VC	0	16.875			
Feste Abfälle FA-VC	0	10108			
Glaswolle TFA	0	618			
Metallabfälle TFA	0	572			
Bauschutt TFA	0	336			
Wasserfilter FA-VC	0	193			
Anionenaustauscherharze TFA	0	174			
Kationische TFA-Harze	0	178			
Verbrennbare Wasserfilter FA-VC	0	156			
Metallabfälle FA-VC	0	85			
Metallabfälle TFA-AP1401	0	46			
Jodfallen TFA	0	38			
Lüftungsfilter mit sehr hohem Wirkungsgrad TFA	0	36			
Lösungsmittel / Verbrennbare Öle	0	24			
Lüftungsfilter aus Metall FA-VC	0	27			
TFA-Leuchtstoffröhren	0	8			

Tabelle 7: In langlebigen oder vergänglichen Behältern konditionierte Abfälle mit vorheriger Stilllegung

Abfallart	Anzahl der Verpackungen, die nicht den Annahmespezifikationen der Entsorgungskette entsprechen	Gesamtzahl der im Zeitraum 2012–2021	Erforderliche Untersuchungen zur Umverpackung		Zeitplan für die Aufarbeitung
			Durchgeführt	Noch durchzuführen	
MA-VC-Harze	1	396	Fehlerbeschreibung: Nicht konforme Sendung aufgrund von Prozessabweichungen	Antrag auf Übernahme durch die ANDRA	2028
Konzentrate	1	385	Charakterisierung des Defekts: Risse im Mantel	Antrag auf durch die ANDRA	2026
Technologische Abfälle MA-VC	1	502	Fehlerbeschreibung: DeD-Hülle > 2 mSv/h, Überschreitung des Einbettungsgrenzwerts Austausch mit der ANDRA bezüglich der Übernahme des Versandstücks	Neuverpackung in 7BN	2025
MA-VC-Wasserfilter	8		Fehlerbeschreibung: DeD-Hülle > 2 mSv/h	Antrag auf Übernahme durch die ANDRA nach der Reparatur	Die Bearbeitung des Antrags hat in einem stark ausgelasteten industriellen Umfeld länger gedauert als erwartet. Die Frist wird auf das zweites Halbjahr 2024
			Charakterisierung des Defekts: DeD des unbehandelten Abfalls > 10 mSv/h (Transportgrenzwert IP2)	Abklingzeit abgewartet	2030
			Fehlerbeschreibung: DeD des unverpackten Abfalls > 10 mSv/h (Transportgrenzwert IP2)	Abklingzeit abgewartet	2027
			Fehlerbeschreibung: DeD des ungeschützten Abfalls > 10 mSv/h (Transportgrenzwert IP2)	Abklingzeit abgewartet	2025
			Fehlercharakterisierung: DeD des ungeschützten Abfalls > 10 mSv/h (Transportgrenzwert IP2)	Abklingzeit abgewartet	2026
			Fehlercharakterisierung: DeD des ungeschützten Abfalls > 10 mSv/h (Transportgrenzwert IP2)	Abklingzeit abgewartet	2029
			Fehlercharakterisierung: DeD des ungeschützten Abfalls > 10 mSv/h (Transportgrenzwert IP2)	Abklingzeit abgewartet	2025
			Fehlerbeschreibung: DeD des ungeschützten Abfalls > 10 mSv/h (Transportgrenzwert IP2	Abklingzeit abgewartet	2026

Technologische Abfälle MA-VC	1		Sendungen, die 2022 oder 2023 nach Nachbesserung oder Klärung der besonderen Annahmebedingungen versandt wurden
Lüftungsfilter + technologische Technikabfälle	2		
MA-VC-Wasserfilter	7		

2.6 ELEMENTE ZUR ÜBERPRÜFUNG DER VORSCHRIFTEN IM ZUSAMMENHANG MIT DER KONTINUIERLICHEN ÜBERWACHUNG DER RADIOAKTIVITÄT ODER DER DOPPELUNG DER MESSKETTEN

In Artikel 3.2.18 der Umweltentscheidung heißt es*: „Radioaktive Abwässer werden an der Ableitung kontinuierlich auf ihre Aktivität überwacht. Diese Überwachung der Radioaktivität erfolgt mithilfe von zwei unabhängigen Messketten, die jeweils mit einem Alarm ausgestattet sind, der auf einen Schwellenwert der Volumenaktivität eingestellt ist, dessen Auslösung die automatische Unterbrechung der Ableitung zur Folge hat. Im Falle einer in Artikel 4.1.13 des oben genannten Erlasses vom 7. Februar 2012 genannten Vermischung von radioaktiven flüssigen Abfällen mit nicht radioaktiven flüssigen Abfällen, die kontinuierlich abgeleitet werden, erfolgt diese Überwachung an einer Stelle der Ableitung, die stromaufwärts der Vermischungsstelle mit diesen anderen Abfällen liegt.“*

Für Kernkraftwerke, für die die Vorschriften keine permanente Überwachung oder Verdopplung der oben genannten Messketten vorsehen, werden Elemente bereitgestellt, um diese Vorschriften im Rahmen der Überprüfung gemäß Artikel 6.5 der Umweltentscheidung zu überprüfen: *„Die in Artikel 3.2.18 Absatz I vorgesehene permanente Überwachung der Radioaktivität oder die Verdopplung der Messketten sind nicht erforderlich, wenn die vor diesem Inkrafttreten geltenden Schutzvorschriften dies nicht vorsehen; Der Betreiber fügt jedem nach dem 1. Juli 2015 gemäß Artikel L. 593-19 des Umweltgesetzbuchs vorgelegten Überprüfungsbericht alle Unterlagen bei, die es der Behörde für nukleare Sicherheit ermöglichen, diese Vorschriften zu überprüfen*.“

Die Aktivität der radioaktiven Abwässer des Kernkraftwerks Blayais wird kontinuierlich überwacht. Diese Überwachung erfolgt mithilfe von zwei unabhängigen Messketten, die jeweils mit einem auf einen Schwellenwert für die Volumenaktivität eingestellten Alarm ausgestattet sind. Bei Überschreitung des Schwellenwerts für die Volumenaktivität wird die Ableitung automatisch unterbrochen.

Somit hält das Kernkraftwerk Blayais Artikel 3.2.18 der Umweltgenehmigung ein.

2.7 MESSUNG DER LÄREMISSIONEN DES KERNKRAFTWERKS

Artikel 4.4.5 Absatz I der Umweltentscheidung sieht vor: *„Der Betreiber führt mindestens einmal alle zehn Jahre auf eigene Kosten eine Messung der Lärmemissionen seiner Anlage durch. Diese Messungen erfolgen an vom Betreiber festgelegten Standorten, um die Einhaltung der Emissionsgrenzwerte in den Gebieten zu beurteilen, in denen diese geregelt sind“*, und Absatz III dieses Artikels präzisiert, dass *„die Ergebnisse dieser Messungen dem in Artikel L. 593-19 des Umweltgesetzbuchs vorgesehenen Bericht zur Überprüfung der Anlage beigefügt werden*“.

Der Betrieb in Blayais war zwischen dem 16. Februar 2021 und dem 4. März 2021 Gegenstand einer akustischen Messkampagne.

Die Messstellen sind so festgelegt, dass die Einhaltung der Emissionsgrenzwerte[21] in den regulierten Gebieten (ZER) beurteilt werden kann. So werden Umgebungslärmmessungen[22] in den Wohngebieten durchgeführt, die den Lärmemissionen der Anlage am stärksten ausgesetzt sind, und zwar in einem Umkreis von maximal zwei Kilometern, in direkter Sichtlinie zu den Anlagen und in verschiedenen Richtungen rund um den Standort. Dadurch werden die wichtigsten lokalen Windverhältnisse abgedeckt. Die Messungen an der Anlagengrenze (LDS) werden in Richtung dieser Wohngebiete durchgeführt. Die Messstellen für den Restlärm[23] werden gemäß § 6.6 der Norm NF S 31-010 zur Charakterisierung und Messung von Umgebungslärm festgelegt, um den Restlärmpegel eines Gebiets zu schätzen, ohne den Betrieb der Anlage einzustellen.

Alle diese Messstellen sind in der nachstehenden Karte dargestellt.



Abbildung 29: Lage der Messpunkte in der Umgebung der Einrichtung in Le Blayais

[21] Lärmemission: Arithmetische Differenz zwischen Umgebungslärm und Restlärm. Sie wird in dBA angegeben.

[22] Umgebungslärm: Der in der Umgebung gemessene Gesamtlärm. Er umfasst alle Quellen in der Umgebung, einschließlich der industriellen Lärmquellen der Anlage. Er wird in dBA angegeben.

[23] Restlärm: Lärm, der von allen Umgebungsquellen mit Ausnahme der industriellen Lärmquellen der Anlage erzeugt wird. Er wird in dBA angegeben.

Die Berücksichtigung der für Kernkraftwerke spezifischen Gegebenheiten (große Entfernungen zwischen Lärmquellen und Empfängern, Unmöglichkeit, den Betrieb der Anlagen vollständig einzustellen) veranlasst EDF dazu, umfangreiche Maßnahmen zu ergreifen, um repräsentative Messergebnisse zu erzielen. Tatsächlich erfolgt die Messung in der Umgebung der Anlage über einen langen Zeitraum (mindestens zwei Wochen) und wird von einer Erfassung der Betriebsbedingungen der Anlagen begleitet. Diese Messung entspricht der Norm NF S 31-010 „Charakterisierung und Messung von Umgebungslärm“ (Gutachtenmethode). Während der gesamten Messkampagne werden mithilfe eines vor Ort installierten 3D-Schallanemometers detaillierte meteorologische Messungen durchgeführt. Damit lassen sich vor Ort minütlich folgende Werte erfassen: durchschnittliche Windrichtung und -geschwindigkeit, Außentemperatur, Luftfeuchtigkeit sowie Gradienten von Wind, potenzieller Temperatur und effektiver Schallgeschwindigkeit in Richtung der Messpunkte. Die ZER-Messungen werden in der Regel kontinuierlich über die gesamte Dauer der Messkampagne durchgeführt, doch aufgrund ihres konservativen Charakters (insbesondere zulässige gesetzliche Grenzwerte und niedrigere Restlärmpegel) werden vorrangig die Ergebnisse aus dem Nachtzeitraum (50-Prozent-Perzentil, integriert über Stichproben von etwa 9 Stunden zwischen 22 Uhr und 7 Uhr) herangezogen, um die Konformität der Standorte zu beurteilen.

Eine erste Analyse der Rohmessdaten und der Betriebsbedingungen der Anlage ermöglicht es, die große Menge an Messdaten zu sortieren, um die relevantesten auszuwählen: Ausschluss von Störungen, die nicht repräsentativ für das gesamte Wohngebiet sind (z. B. Lärm einer privaten Wärmepumpe) oder für eine ungewöhnliche Situation (z. B. ein lokales Fest), Wetterbedingungen, die der Norm NF S 31-010 entsprechen (Windgeschwindigkeit unter 5 m/s, kein nennenswerter Regen), ausreichende Abdeckung der lokalen Ausbreitungsbedingungen in Verbindung mit den Wetterbedingungen und den normalen Betriebsbedingungen der Anlage (maximal Anzahl an in Betrieb befindlichen Reaktoren, stabiler Betrieb, keine außergewöhnlichen Ereignisse in der Anlage). Eine statistische Auswertung der ausgewählten Stichproben auf der Grundlage von 10 Jahren vor Ort erhobener Wetterdaten ermöglicht es anschließend, für jeden Messpunkt einen einheitlichen Lärmpegelwert zu ermitteln.

Da die Messung allein nicht immer alle Beiträge zum Restlärm berücksichtigen kann, wird abschließend eine Nachbearbeitung der Messungen mithilfe der Open-Source-Software zur Modellierung der Schallausbreitung in der Umwelt „Code_TYMPAN“ durchgeführt. Diese Software wird von EDF eingesetzt, um die Probleme des Industrielärms aller seiner Produktionsanlagen zu untersuchen. Sie basiert auf standardisierten Berechnungsmethoden (ISO 9613 und NF S 31-133) und wurde anhand einer Reihe von Testfällen validiert. Die Modellierung des Standorts stützt sich insbesondere auf die akustische Charakterisierung der wichtigsten Anlagen, die die gemessenen Schallpegel beeinflussen können: Diese Messungen werden je nach Anlagentyp und Zugänglichkeit gemäß den Normen ISO 9614-2, ISO 3744 oder ISO 10494 durchgeführt.

Die Ergebnisse des Modells in Verbindung mit einer detaillierten Analyse der akustischen Messungen und der meteorologischen Bedingungen ermöglichen es somit, statistische Emissionswerte zu ermitteln, die repräsentativ für die Auswirkungen der industriellen Lärmquellen des Betriebs während des strengsten vorgeschriebenen Zeitraums (22:00 bis 07:00 Uhr) sind:

Tabelle 8: Lärmpegel an der Betriebsgrenze und zugehörige Emissionswerte in der ZER des Betriebs in Le Blayais

Untersuchungspunkte: Zugehörige LDS- und ZER-Werte	In LDS gemessener Lärmpegel (dBA)	Gemessener Umgebungslärmpegel in ZER (dBA)	Gemessener Restlärmpegel in ZER (dBA)	Zulässiger Emissionspegel (dBA)	Berechnete Emergenz in ZER (dBA)
LDS 2 / ZER 2	52,0	38,0	32,0	4	6,0
LDS 3 / ZER 3	34,5	33,5	-	-	-
LDS 4 / ZER 4	34,5	35,0	34,5	4	0,5

Die an der Betriebsgrenze berechneten Beiträge aus industriellen Quellen liegen unter 60 dBA.

Es zeigt sich, dass in der regulierten Lärmausbreitungszone Nr. 2 nördlich des Kernkraftwerks der in Artikel 3 des Erlasses vom 23. Januar 1997 zur Begrenzung von Umgebungslärm durch klassifizierte Anlagen zum Schutz der Umwelt festgelegte zulässige Lärmgrenzwert für die Nachtzeit, der gemäß Artikel 4.3.5 des INB-Erlasses vom 7. Februar 2012 herangezogen wird, überschritten wird. Darüber hinaus weist diese ZER zwei ausgeprägte Frequenzen auf, die mehr als 30 % der Zeit bei 100 Hz und 500 Hz vorhanden sind.

Diese Überschreitungen sind nicht geeignet, erhebliche Lärmbelästigungen für die Gesundheit oder Sicherheit der Anwohner zu verursachen. Daher hat die ASN gemäß Artikel 4.3.5 des INB-Erlasses und unter Berücksichtigung der besonderen Merkmale der Anlage, ihrer Umgebung sowie technischer und wirtschaftlicher Erwägungen im Juni 2023 im Rahmen der Erneuerung der Genehmigungen für Wasserentnahmen und Ableitungen des Kernkraftwerks Blayais eine gegenteilige Verfügung erlassen.

FAZIT ZUM ABSCHNITT „NACHTEILE“

Das Kernkraftwerk Blayais ist so organisiert, dass die Einhaltung der für es geltenden Vorschriften gewährleistet ist: Der erste Teil dieses Abschnitts über die Nachteile zeigt, dass das Kernkraftwerk Maßnahmen ergreift, um die Nachteile, die es für die geschützten Interessen mit sich bringt, zu begrenzen.

Die Aktualisierung der Bewertung der Beeinträchtigungen, die das Kernkraftwerk Blayais für die geschützten Interessen mit sich bringt, zeigt, dass angesichts der ökologischen Herausforderungen und der lokalen Einschränkungen des Kernkraftwerks dessen Gesamtumweltleistung es ermöglicht, die Gesamtheit der umgesetzten Maßnahmen als gleichwertig mit den besten verfügbaren Techniken anzusehen.

Die Analyse der Daten zur chemischen, ökologischen und radiologischen Umweltüberwachung in der Umgebung des Kernkraftwerks zeigt, dass die Auswirkungen des Kernkraftwerks Blayais auf die Umwelt vernachlässigbar sind.

Die Auswertung der Daten zur chemischen und radiologischen Überwachung der Böden und des Grundwassers im Umfeld des Kernkraftwerks Blayais ergab Überschreitungen der Untersuchungs- und Aktionsgrenzwerte bei bestimmten Parametern sowie Tritiummarkierungen im Grundwasser, die Gegenstand von Bewirtschaftungsmaßnahmen sind.

Das Kernkraftwerk Blayais ist so organisiert, dass die Kontrolle und das Management der Wiederaufbereitung von Abfallgebinden gewährleistet sind.

Die Analyse der Überprüfung der Einleitungsgrenzwerte für regulierte Stoffe zeigt, dass die Einleitungsgrenzwerte für die in der Tabelle im Anhang zu Artikel
R. 211-11-1 des Umweltgesetzbuchs sowie der derzeit in Prüfung befindlichen gesetzlichen Grenzwerte mit den betrieblichen Anforderungen der Reaktoren vereinbar sind.

Die Auswertung der durchgeführten Messungen zeigt, dass die Lärmpegel des Kernkraftwerks Blayais den Vorschriften entsprechen.

Somit lässt die vierte regelmäßige Überprüfung des Reaktors Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais (INB Nr. 86) den Schluss zu, dass die vom Betreiber getroffenen organisatorischen und materiellen Vorkehrungen den Schutz der in Artikel L. 593-1 des Umweltgesetzbuchs genannten Interessen vor Beeinträchtigungen gewährleisten.

TEIL III – WEITERER BETRIEB NACH 40 JAHREN

ABSCHNITT 1: BEWÄLTIGUNG VON ALTERUNG UND VERALTUNG

1 BEWÄLTIGUNG VON ALTERUNG UND VERALTUNG 323
1.1 ZIEL 323
1.2 ERFÜLLUNG DES ZIELS 323
1.2.1 Organisation bei EDF zur Bewältigung von Alterung und Veralterung 323
1.2.1.1 Prozess zur Bewältigung der Alterung der SSC 324
1.2.1.2 Instandhaltungsprozess 327
1.2.1.3 Verfahren zur Bewältigung der Veralterung von Ausrüstung und Ersatzteilen 328
1.2.2 Sicherung der Funktionsfähigkeit der Geräte nach 40 Jahren 329
1.2.2.1 Nachweis der Funktionsfähigkeit nicht ersetzbarer Geräte nach 40 Jahren 329
1.2.2.2 Nachweis der Funktionsfähigkeit austauschbarer Geräte nach 40 Jahren oder entweder deren Austausch oder deren Sanierung vorzunehmen 331
1.2.2.3 Zerstörungsfreie Prüfungen (ZFP) 335
1.2.3 Aufschlüsselung des Umgangs mit der Veralterung von Ausrüstung und Ersatzteilen 335
1.3 FAZIT 336

1 BEWÄLTIGUNG VON ALTERUNG UND VERALTUNG

Der Prozess *„Bewältigung der Alterung von Strukturen, Systemen und Komponenten (SSC)“* wurde im Rahmen der Vorbereitung der 4. Reaktorüberholung der 900-MW-Blöcke eingeführt, nachdem EDF im Jahr 2009 den Wunsch geäußert hatte, den Betrieb seines Kernkraftwerkparks über 40 Jahre hinaus fortzusetzen. Dieser Prozess war Gegenstand einer Prüfung in der Arbeitsgruppe „Alterung“ im Dezember 2003, anschließend im Mai 2006 und zuletzt in den Arbeitsgruppen ESPN und GPR im März 2018 im Rahmen der Vorbereitung des 4. RP 900.

Dieser Abschnitt dient dazu, den allgemeinen Ansatz zur Bewältigung der Alterung der Anlagen, die wichtigsten Erkenntnisse und die laufenden Programme sowie die Unterlagen vorzustellen, die erstellt wurden, um die Ziele im Zusammenhang mit der Bewältigung der Alterung und dem Umgang mit der Veralterung im Rahmen des 4. RP 900 zu erreichen.

1.1 ZIEL

Allgemein besteht das Industrieprogramm von EDF für den Betrieb der Blöcke über das 4. RP hinaus hinsichtlich des Aspekts Alterung und Veralterung der Komponenten darin:

- den Nachweis zu erbringen, dass nicht austauschbare Komponenten auch nach 40 Jahren noch funktionsfähig sind (Reaktordruckbehälter und Sicherheitsbehälter),
- nachzuweisen, dass austauschbare Komponenten nach 40 Jahren ihre Funktion weiterhin erfüllen können, oder sie entweder auszutauschen oder zu sanieren.

1.2 ERFÜLLUNG DES ZIELS

Allgemeiner Teil der EDF-Organisation

1.2.1 Organisation von EDF zur Bewältigung von Alterung und Veralterung

Der Ansatz zur Bewältigung der Alterung und zum Umgang mit der Veralterung stützt sich auf drei nachhaltige operative Prozesse:

- dem Prozess zur Bewältigung der Alterung von Strukturen, Systemen und Komponenten (SSC), der ab der 3. Reaktorphase systematisch umgesetzt und in der 4. Reaktorphase fortgesetzt wird,
- der Prozess der Inspektion im Betrieb und der Instandhaltung,
- der Prozess zur Bewältigung der Veralterung von Ausrüstung und Ersatzteilen. Im Rahmen

  dieser drei Prozesse werden folgende Unterlagen erstellt:

- das Dossier zur Eignung für den weiteren Betrieb (DAPE) jedes Blocks, das ein Jahr vor dem 4. RP übermittelt wird und auf der Grundlage der gesammelten Alterungsanalyseblätter (FAV) sowie der DAPE für Komponenten erstellt wird,
- die spezifischen Unterlagen für nicht austauschbare Komponenten, den Reaktorkessel (Unterlagen zum Kernbereich) und den Sicherheitsbehälter (Prüfberichte, Programm und Bericht zur zehnjährigen Sicherheitsbehälterprüfung),
- die Unterlagen, die die Aufrechterhaltung der Qualifizierung der Ausrüstung unter Unfallbedingungen (MQCA) über den 4. Reaktorplan hinaus gemäß dem schrittweisen Qualifizierungsansatz belegen,
- die Unterlagen zu Betriebsinspektionen und Wartungsarbeiten, darunter:
  - die Basisprogramme zur vorbeugenden Instandhaltung (PBMP) der Anlagen und Bauwerke, die sich auf die Instandhaltungsrichtlinien stützen, die behördlichen Referenzunterlagen (DRR) für die Ausrüstungen des CPP/CSP, die die Betriebsbedingungen durch die Erfassung der Betriebszustände berücksichtigen,

- das Programm für ergänzende Untersuchungen im VD (PIC) (siehe Teil I – Kapitel 1 – Abschnitt 2),
- die Unterlagen zur außerordentlichen Instandhaltung der Ausrüstung.

- die Unterlagen zur Behandlung der Veralterung von Komponenten,
- und schließlich das Programm zur Wissensverbesserung und das unterstützende F&E-Programm.

1.2.1.1 Prozess zur Beherrschung der Alterung der SSC

Es wird eine systematische Methodik angewendet, um sicherzustellen, dass Alterungsphänomene während des betrachteten Zeitraums nicht zu Schwierigkeiten bei der Erfüllung einer Sicherheitsfunktion führen können. Diese Methode entspricht den internationalen Best Practices und steht im Einklang mit dem von der IAEO in ihrem Sicherheitsleitfaden Nr. NS-G-2.12 „*Ageing Management for Nuclear Power* Plants“ empfohlenen Ansatz.

Der Prozess erstreckt sich auf sicherheitsrelevante Komponenten (SSC), die potenziell anfällig für Alterungsmechanismen sind und deren Ausfall Auswirkungen auf die Sicherheit der Anlage haben kann:

- die als „Equipements Importants pour la Protection des intérêts“ (EIP) eingestuften sicherheitsrelevanten Komponenten (SSC), mit Ausnahme von regelmäßig ausgetauschten Komponenten wie Brennelementen, Steuerstäben und abnehmbaren Komponenten wie Brennstoffbehältern,
- die nicht als EIP eingestuften SSC, deren Ausfall aufgrund eines Alterungsmechanismus zu einer Beeinträchtigung von EIP-SSC führen könnte,
- die SSC, die im Rahmen der probabilistischen Sicherheitsanalysen (EPS) der Stufe 1 und der EPS für Störfälle berücksichtigt werden und wesentlich zur Begrenzung des Risikos einer Kernschmelze beitragen.

❖ **Nationaler generischer Prozess**

Die generische Methode zur Beherrschung der Alterung von SSC basiert auf der Erstellung einer Liste der relevanten Paare aus SSC und (nachgewiesenen oder potenziellen) Alterungsmechanismen. Jedes Paar aus sicherheitsrelevanten Komponenten und Alterungsmechanismen ist Gegenstand einer Analyse, die in einem FAV (Alterungsanalyseblatt) festgehalten wird. Ziel dieser Analyse ist es, den Grad der Alterungsbeherrschung im Hinblick auf die geltenden Betriebs- und Wartungsvorschriften sowie die Bedingungen für Reparatur- und Austauschfähigkeit zu überprüfen.

Im Anschluss an diese Analyse wird jedes FAV einem „*Status*“ zugeordnet, anhand dessen beurteilt werden kann, inwieweit die bestehenden Vorkehrungen geeignet sind, die Alterungskontrolle langfristig sicherzustellen:

- Status 0: Die Betriebs- und Überwachungsvorschriften sind angemessen, Maßnahmen für den Fall einer Reparatur/eines Austauschs sind vorhanden,
- Status 1: Es ist eine ergänzende Untersuchung erforderlich, um die Alterungskontrolle zu bewerten (vorläufiger Status),
- Status 2: Für die betreffende Komponente ist ein ausführliches Dossier (generisches Dossier zur Eignung für den weiteren Betrieb (DAPE)) erforderlich, das eine Analyse der Maßnahmen umfasst, anhand derer eine Schlussfolgerung zur Alterungsbeherrschung gezogen werden kann.

Es gibt etwa 500 FAV auf der 900-MWe-Stufe, von denen sich 5 % im Status 1 und 6 % im Status 2

befinden. Die FAV werden jährlich überprüft, um neue Ereignisse zu berücksichtigen, darunter:

- der Fortschritt der Folgemaßnahmen zu den FAV der Status 1 und 2,
- die Entwicklung der Instandhaltungsrichtlinien (Instandhaltungskonzepte und -programme, allgemeine Ausnahmeregelungen),
- die Analyse der Ereignisse aus den Erfahrungsberichten des in Betrieb befindlichen Kraftwerksparks, die Ergebnisse des PIC sowie die Bestandsaufnahmen und Sachgutachten,

- die Erkenntnisse aus dem internationalen Erfahrungsaustausch, insbesondere von EPRI, WANO oder aus bilateralen Kontakten mit ausländischen Betreibern,
- die Verbesserung des Wissensstands unter Berücksichtigung des Fortschritts der unterstützenden F&E-Maßnahmen sowie unter Einbeziehung der Beiträge internationaler Kooperationen im Bereich des Alterungsmanagements (EPRI, IAEO, OECD)[24],
- die Erfahrungen aus der Anwendung der Methodik, insbesondere die der Kernkraftwerke im Rahmen der Erstellung der DAPE für die einzelnen Blöcke,
- industrielle Aspekte wie der Umgang mit veralteten Komponenten.

Das DAPE für eine Komponente analysiert detailliert die Beherrschung der Alterungsrisiken der Komponente oder der Struktur mit dem Ziel, deren Betriebsfähigkeit zu begründen. Es beschreibt das zugehörige Programm zur Alterungsbeherrschung, einschließlich der Aspekte der Überwachung im Betrieb, der laufenden und außerplanmäßigen Instandhaltung, der Betriebsbedingungen, etwaiger Änderungen, ergänzender Studien, F&E-Programme, Laboruntersuchungen insbesondere im Bereich der Werkstoffe, Qualitätssicherungsverfahren usw.

Die DAPE werden alle fünf Jahre aktualisiert, um die Ergebnisse der durchgeführten Arbeiten zu berücksichtigen und die Referenzdokumente jeder neuen Sicherheitsüberprüfung (VD) zu integrieren, wobei eine Toleranz von einem Jahr vorgesehen ist, um das Datum ihrer Überarbeitung an den Zeitplan der Sicherheitsüberprüfungen anzupassen.

Derzeit gibt es 12 DAPE-Komponenten für die 900-MWe-Generatorstufe:

- Reaktorbehälter,
- innere Ausrüstung des Reaktordruckbehälters,
- Dampferzeuger,
- Primärrohrleitungen,
- Druckhalter,
- Primärpumpenaggregat (GMPP),
- Hilfsrohrleitungen des Hauptprimärkreislaufs (CPP),
- Stromkabel,
- Stromdurchführungen,
- Steuer- und Regeltechnik,
- Sicherheitsbehälter,
- Bauwerke.

❖ **Lokaler Prozess pro Block**

Jedes Kernkraftwerk ist für die Erstellung und Aktualisierung eines DAPE für den jeweiligen Block (Dossier zur Eignung für den weiteren Betrieb) verantwortlich, das für jeden Block gemäß den auf nationaler Ebene festgelegten Organisationsgrundsätzen erstellt wird.

Nach der Analyse der Besonderheiten des Blocks hält das Kernkraftwerk im blockbezogenen DAPE die Umsetzung der nationalen Methodik fest, die auf den FAV und den zugehörigen DAPE basiert. Es ergänzt die allgemeine Analyse bei Bedarf durch lokale Analysen für Anlagen und/oder Mechanismen, die nicht durch nationale FAV abgedeckt sind.

[24] Der internationale Austausch ermöglicht es, von den Erfahrungen mit Blöcken zu profitieren, die älter sind als die französischen Blöcke. Zu nennen sind hier insbesondere das IGALL-Programm der IAEO („*International Generic Ageing Lessons* Learned“) sowie die Zusammenarbeit mit dem EPRI, vor allem in den Bereichen unterirdische Rohrleitungen und Stromkabel.

Der DAPE des Reaktorblocks stellt die lokalen Maßnahmen des Programms zur Alterungsbewältigung dar, das erstellt wurde, um den Nachweis der Eignung für den weiteren Betrieb des betreffenden Reaktorblocks bis zur nächsten VD unter zufriedenstellenden Sicherheitsbedingungen zu ergänzen.

Der DAPE des Reaktorblocks wird nach der 4. VD aktualisiert, um:

- die Bilanz der während der VD durchgeführten Kontrollen, Inspektionen, Änderungen und Sanierungen einzubeziehen, darunter die Ergebnisse der Programme PIC und ECOT,
- die seit der Erstellung des Index 0 herausgegebenen neuen nationalen FAV sowie diejenigen, deren Status sich nach oben verändert hat, zu berücksichtigen,
- die endgültige Fassung des auf den Block zugeschnittenen lokalen Alterungsmanagementprogramms (PLMV) zu beschreiben, das im auf die VD folgenden Zehnjahreszeitraum ergänzend zum nationalen Betriebs- und Instandhaltungsreferenzrahmen umgesetzt werden soll.

Die Zusammenfassung des DAPE für den Reaktorblock wird im folgenden Abschnitt *„Blockspezifischer* Teil“ vorgestellt.

❖ **F&E-Programm für den weiteren Betrieb**

Ergänzend zur Methodik und im Rahmen der Fortführung des Betriebs der Blöcke leistet die F&E Unterstützung

- den Instandhaltungsprozess durch ihre Fachkompetenz in Bezug auf ausgebaute Komponenten sowie durch die Bereitstellung von Werkzeugen zur Überwachung und Diagnose/Prognose der Anlagen,
- im Bereich der Innovationen durch die Bewertung neuer Werkstoffe oder Technologien und durch die Mitwirkung an deren Qualifizierung.

  Das F&E-Programm zur Unterstützung des Prozesses zur Beherrschung der Alterung der SSC hat folgende Ziele:

- die Alterungsmechanismen von Werkstoffen zu verstehen und zu modellieren, um die Alterung der Komponenten vorherzusagen,
- die Eigenschaften der Werkstoffe nach 40 Jahren zu bestimmen (metallische, organische und bautechnische Werkstoffe),
- das vorhandene Wissen über Alterungsmechanismen zu sichern und es den Experten anderer EDF-Einheiten zur Verfügung zu stellen,
- neue ingenieurtechnische Methoden oder Verfahren zu entwickeln, insbesondere für Ermüdungsanalysen und die Bewertung des Risikos eines plötzlichen Bruchs im Rahmen der DRR (gesetzlich vorgeschriebene Referenzunterlagen) sowie der Unterlagen zur Betriebsfähigkeit der Behälter,
- die Mittel zur Überwachung und Kontrolle der Anlagen (z. B. zerstörungsfreie Prüfung) weiterzuentwickeln, indem die besten verfügbaren Technologien untersucht werden,
- zur Entwicklung von Reparatur- oder Schadensminderungsverfahren beizutragen.

Im speziellen Fall des Sicherheitsbehälters verfügt EDF über ein Modell im Maßstab 1:3, das eine beschleunigte Alterung des Sicherheitsbehälters ermöglicht. Dieses Modell, das derzeit den Alterungszustand nach 50 Betriebsjahren widerspiegelt, bestätigt das zufriedenstellende Langzeitverhalten des Bauwerks. Es ermöglicht zudem die Entwicklung von zerstörungsfreien Messungen und Prüfungen, die auf den Hochbau zugeschnitten sind, und erlaubt den Abgleich numerischer Entwicklungen mit einer umfassend instrumentierten physikalischen Realität.

❖ **Fazit**

Nach zehnjähriger Umsetzung wurde der Prozess zur Bewältigung der Alterung der SSC im Juni 2015 einer Prozessüberprüfung unterzogen, um Folgendes zu bewerten:

- seiner Fähigkeit, die Erkennung und Behandlung von Alterungsmechanismen vorwegzunehmen,
- seine Umsetzung durch die Kernkraftwerke,
- seine allgemeine Funktionsweise, insbesondere an den Schnittstellen zwischen den verschiedenen beteiligten lokalen und nationalen Akteuren.

Die Schlussfolgerungen dieser Überprüfung lauten wie folgt:

- Der Prozess zur Bewältigung der Alterung umfasst die Verbesserung des Verständnisses der Alterungsmechanismen durch Forschungs- und Entwicklungsarbeiten, die Analyse internationaler Betriebserfahrungen, die Berücksichtigung internationaler Benchmark-Studien wie IGALL sowie die Nutzung des „Parc-Effekts“ (technische Rückmeldungen der Kernkraftwerke, Austausch bewährter Verfahren),
- es handelt sich um einen dynamischen Prozess, der alle betroffenen EDF-Einheiten einbezieht, auch im Hinblick auf deren Fachwissen. Dadurch gewährleistet der Prozess zur Bewältigung der Alterung eine gute Vorausschau auf Alterungsphänomene im Kraftwerkspark,
- der Prozess erfüllt die ihm gesetzten Ziele für die Bewältigung der Alterung der Sicherheits- und Kontrollsysteme. Der Prozess ist ausgereift und befindet sich in einer nachhaltigen Phase. Die im Rahmen dieser Überprüfung vorgesehenen Maßnahmen tragen zu seiner Optimierung bei.

Darüber hinaus wird dieser Prozess einer jährlichen nationalen Überprüfung unterzogen.

1.2.1.2 Instandhaltungsprozess

Die Organisation der Instandhaltung bei EDF hat zum Ziel, den Betrieb der Anlagen gemäß den Sicherheitsanforderungen sowie unter den besten Bedingungen für die Erzeugung einer sicheren, sauberen und wettbewerbsfähigen kWh für die Kunden zu gewährleisten.

Die Instandhaltungsstrategie ist so strukturiert, dass das erforderliche Zuverlässigkeitsniveau der Anlagen und Systeme gewährleistet ist, wobei die Instandhaltung der Anlagen vorausschauend geplant wird, um den weiteren Betrieb der Blöcke des Kraftwerksparks auch nach 40 Jahren sicherzustellen. Sie gliedert sich in zwei Arten:

- die laufende Instandhaltung,
- die außerplanmäßige Instandhaltung.

❖ **Laufende Instandhaltung**

Zu Beginn des Betriebs des Kernkraftwerkparks basierten die Programme zur vorbeugenden Instandhaltung im Wesentlichen auf den Erfahrungen der Hersteller und dem Betrieb des thermischen Kraftwerkparks mit Verbrennungsanlagen.

Im Zuge der Weiterentwicklung des Kernkraftwerkparks wurden spezifische Wartungsprogramme für den Kernkraftwerkpark entwickelt, wobei die Standardisierung des Parks sowie die Erfahrungen von EDF und ausländischen Betreibern berücksichtigt wurden.

Historisch gesehen hat sich dieser Ansatz in mehreren Schritten weiterentwickelt, wobei in einem iterativen Prozess die Neudefinition des Inhalts und der Häufigkeit der Instandhaltungsmaßnahmen sowie eine bessere Integration der Überwachungs- und Diagnosemaßnahmen zum Zustand der Anlagen miteinander verbunden wurden.

Im Laufe der Zeit wurde er um neue Instandhaltungsmethoden erweitert: die OMF-Methode (Optimierung der Instandhaltung durch Zuverlässigkeit), Betriebsrichtlinien und die AP913-Methode. Er stützt sich zudem auf verschiedene Arten der vorbeugenden Instandhaltung: Systematische Instandhaltung (MS), zustandsorientierte Instandhaltung (MC) und Instandhaltung unter Verwendung von Referenzgeräten (MT).

Die Programme zur vorbeugenden Instandhaltung werden somit neu überprüft:

- durch die bei Inspektionen und beim Ausbau von Anlagen gewonnenen Erkenntnisse,
- durch die Analyse der Ereignisse im Kernkraftwerkspark der EDF und im internationalen Kernkraftwerkspark.

Dieser Überprüfungsprozess führt zu einer Anpassung der laufenden Instandhaltungsprogramme:

- Grundprogramme zur vorbeugenden Instandhaltung (PBMP),
- Lokale Programme zur vorbeugenden Instandhaltung (PLMP),
- zusätzliche Prüfungen, die sich aus verschiedenen Projekten oder Vorgängen ergeben.

❖ **Außerordentliche Instandhaltung**

Um den Betrieb der Blöcke der CPY-Generation nach 40 Jahren fortzusetzen, wurden die Instandhaltungsstrategien für die Anlagen bei Bedarf durch umfangreichere außerordentliche Instandhaltungsmaßnahmen ergänzt. Diese Maßnahmen sind für den Zeitraum vom 3. VD bis zum 4. VD und sogar darüber hinaus geplant, wobei ein konsequent vorausschauender Ansatz verfolgt wird.

Als außerordentliche Instandhaltung werden Instandhaltungsmaßnahmen bezeichnet, die sich durch einen oder mehrere der folgenden Aspekte von der klassischen vorbeugenden Instandhaltung unterscheiden:

- erhebliche finanzielle Investition,
- einmaliger Charakter (Wartungsmaßnahmen, die im laufenden Betrieb der Blöcke nur ein- bis mehrmals anfallen), gegebenenfalls systematisch, d. h. an einen im Voraus festgelegten Termin gebunden (Beispiel: VD),
- technische Schwierigkeiten (Durchführung der Maßnahme, erhebliche Auswirkungen auf die an den funktionalen und/oder geografischen Schnittstellen vorhandenen Anlagen),
- lange Planungs- und Fertigungszeiten,
- erhebliche Auswirkungen auf die für die Durchführung der Maßnahme erforderlichen Stillstandszeiten.

Solche außerordentlichen Instandhaltungsmaßnahmen können aus Austausch, Sanierungen oder Reparaturen bestehen. Darüber hinaus hat EDF vorausschauend Reparatur- und Austauschverfahren sowie Werkzeuge entwickelt, um proaktiv auf potenzielle Unwägbarkeiten reagieren zu können, die während der Blockstillstände auftreten. Diese Unwägbarkeiten können verschiedene Ursachen haben (Betrieb, Handhabung, Instandhaltung, Alterung usw.). Diese als „Versicherungsfälle“ bezeichneten Maßnahmen sind in den Instandhaltungsstrategien festgelegt und betreffen hauptsächlich Großkomponenten.

1.2.1.3 Verfahren zur Bewältigung der Veralterung von Ausrüstung und Ersatzteilen

Die Bewältigung der Veralterung von Ausrüstung und Ersatzteilen für industrielle Betriebsanlagen in Kernkraftwerken erfordert eine ständige Überwachung, die sich an dem unten beschriebenen Prozess und den dort dargelegten Maßnahmen orientiert.

Die wichtigsten Eingabedaten für die Überwachung der Veralterung sind:

- die Technologiebeobachtung,
- die Rückgewinnung von Materialien, die bei IPE-Umbaumaßnahmen ausgebaut wurden,
- die Überwachung kritischer Lieferantenrisiken,
- die Identifizierung kritischer Fertigungsprozesse für Elastomerkomponenten, aus denen die für Unfallbedingungen qualifizierten Geräte bestehen,
- die vorausschauende Betrachtung nach großen Materialbereichen.

Die Aufrechterhaltung der Betriebsbereitschaft und der Nachhaltigkeit umfasst drei verschiedene Konzepte, die die vorstehende Analyse ergänzen:

- die Nachhaltigkeit der Ersatzteilfertigung,
- die Nachhaltigkeit der Fachkompetenzen für Wartungsarbeiten und der Spezialisten,
- die Nachhaltigkeit der Kompetenzen im Bereich der Konstruktionstechnik.

Der Umgang mit der Veralterung von Ausrüstung und Ersatzteilen ist in die Prozesse der DPN integriert. So werden die Veralterung der Ausrüstung und die von den verschiedenen Akteuren ausgegebenen Warnmeldungen vom Betreiber auf nationaler Ebene durch die UTO verfolgt.

Die Priorisierung der Maßnahmen zur Bewältigung der Veralterung orientiert sich hauptsächlich an den Richtlinien für die Lagerhaltung von Ausrüstung und Ersatzteilen zur Bestückung der lokalen und nationalen Betriebs- und Sicherheitsvorräte.

Dieser Ansatz ermöglicht es EDF, seine Ressourcen und seine Organisation langfristig anzupassen, insbesondere um eine Betriebsdauer über den 4. RP hinaus zu berücksichtigen.

1.2.2 Sicherung der Funktionsfähigkeit der Ausrüstung nach 40 Jahren

Das Ziel, die Funktionsfähigkeit der Anlagen im Rahmen der vierten periodischen Überprüfung langfristig zu sichern, unterscheidet zwei Fälle:

- nicht austauschbare Anlagen,
- ersetzbare Anlagen.

1.2.2.1 Nachweis der Funktionsfähigkeit nicht ersetzbarer Ausrüstungen nach 40 Jahren

❖ **Der Behälter**

Die beiden sensiblen Bereiche des Behälterkörpers, die einem Alterungsprozess ausgesetzt sind, sind der Kernbereich und die Rohranschlüsse.

Die Kombinationen aus Alterungsmechanismen und Bauteilen werden in den FAV sowie im generischen DAPE für das Bauteil „Behälter“ (aktualisiert im Juni 2016) analysiert, das sich insbesondere mit den wichtigsten Mechanismen befasst : die strahleninduzierte Versprödung des Kernbereichs und die thermische Alterung der Auslassrohre.

Ergänzend dazu wurde der ASN im Jahr 2015 ein behördliches Dossier für den Betriebszeitraum von VD4 bis VD4 + 10 Jahre vorgelegt, das 2016 überarbeitet wurde, um die Schlussfolgerungen der Ständigen ESPN-Gruppe „*Reaktorbehälter*“ aus dem Jahr 2015. Dieses Dossier liefert eine Einschätzung zum Betriebsverhalten der Reaktorbehälter nach 40 Jahren.

Es wurde in jeder Phase (Neutronik, Werkstoffe, Auswahl der Transienten und thermohydraulische Berechnungen, Mechanik) nach einem deterministischen, konservativen Ansatz erstellt. Es befasst sich sowohl mit der Hüllrohrstudie zum „Palier“ des hypothetischen generischen Defekts (dem größten, mit dem qualifizierten Verfahren nicht nachweisbaren Defekt an der am stärksten beanspruchten und am stärksten bestrahlten Stelle des ungünstigsten Reaktordruckbehälters) als auch mit den reaktorspezifischen Studien zu den bei der Inspektion während des Betriebs festgestellten Defekten.

Er würdigt die Einführung von Hafnium-Bündeln in VD4 in den Brennelementen gegenüber den heißen Stellen, wodurch der Neutronenfluss am Reaktorbehälter reduziert werden kann. Der Einsatz von Hafnium-Bündeln ist eine bedeutende Investition des Betreibers EDF für die Fortsetzung des Betriebs der Reaktorbehälter.

Dieses Dossier wurde von der ASN im Rahmen von drei ständigen ESPN-Arbeitsgruppen in den Jahren 2018, 2019 und 2020 geprüft. Nach Abschluss dieser Prüfung ist die Betriebsfähigkeit des Kernbereichs der Reaktorbehälter der Blöcke der Baureihe 900 MWe für den Zeitraum bis zur Abschaltung VD4+10 Jahre nachgewiesen.

❖ **Der Sicherheitsbehälter**

Die Sicherheitsbehälter der Baureihe CPY sind einwandige Behälter (ESP) aus vorgespanntem Beton, deren Innenseite mit einer metallischen Abdichtung (Liner) ausgekleidet ist; der Sicherheitsbehälter ist statisch ausgelegt.

Die wichtigsten Alterungsmechanismen, die auftreten können, sind:

- das Schwinden und Kriechen des Betons (Verkürzung), dessen Hauptursache die Austrocknung des Betons ist, was aufgrund verzögerter Verformungen zu einer Verringerung der Vorspannung führt; sowie mögliche interne Quellreaktionen wie die Alkali-Zuschlagstoff-Reaktion oder die interne Sulfatreaktion, bei denen es sich um langsam ablaufende Prozesse handelt,
- die Korrosion von passivem Stahl (Bewehrung), begünstigt durch Karbonatisierung bei Kontakt mit atmosphärischem CO_2 oder durch das Eindringen von Chloriden in Meeresumgebungen,
- die Korrosion der vertikalen Vorspannkabel, insbesondere bei unvollständiger Füllung der Hüllen mit Zementmörtel während der Bauausführung,
- die Korrosion der Metallhaut.

Der mechanische Leistungszustand der Sicherheitsbehälter wird kontinuierlich durch Überwachungssysteme überwacht, insbesondere durch Verformungsmessungen, die es ermöglichen, die Eingabedaten der mechanischen Untersuchungen bei Bedarf an die tatsächliche Entwicklung der Struktur anzupassen.

Die regelmäßige Prüfung bei Auslegungsdruck (Behälterprüfung) ermöglicht es, die Aufrechterhaltung der Leistungsmerkmale im Laufe der Zeit zu überprüfen, sowohl hinsichtlich der mechanischen Festigkeit (Linearität und Reversibilität der Verformungen) als auch der Dichtheit (Leckagerate).

Obwohl der Behälter als nicht austauschbar gilt, kann er bei Bedarf repariert oder verstärkt werden. Die Umsetzung des Prozesses zur Alterungsbeherrschung der ESP stützt sich auf folgende Dokumente:

- die Instandhaltungsrichtlinien und das Basisprogramm für vorbeugende Instandhaltung (PBMP), das sich auf die Instandhaltungsblätter für den Tiefbau (FMGC) stützt,
- die Vorschriften für regelmäßige Prüfungen des EPP-Systems,
- die FAV,
- die beiden generischen DAPE-Komponenten *„Eindämmungsanlage“* und *„Tiefbaukonstruktionen – Risiken des inneren Aufquellens von Beton“*.

Die Umsetzung des oben genannten Alterungsüberwachungsprozesses lässt folgende Schlussfolgerungen zu:

- Die langfristige Aufrechterhaltung der mechanischen Leistungsfähigkeit der Sicherheitshüllen ist gewährleistet, sofern die Korrosionsprozesse an den Bewehrungen und den Vorspannkabeln durch eine geeignete vorbeugende Instandhaltung unter Kontrolle gehalten werden.
- Was die Dichtheit betrifft, so wird die Leistungsfähigkeit durch die Einhaltung des in Kapitel IX der RGE festgelegten Kriteriums für die Leckagerate überprüft. Dieses beruht im Wesentlichen auf dem Dichtheitsgrad der Isolierelemente der Durchführungen, von denen diejenigen, die am stärksten zur Leckage beitragen, in der 3. VD mit den besten verfügbaren Armaturentechnologien verbessert wurden. Ein eventuelles Leck an der Metallhülle wäre reparierbar. Derzeit laufen in Zusammenarbeit mit dem EPRI Entwicklungen, um die Fähigkeit zur Lokalisierung des Lecks während der Behälterprüfung zu verbessern.

1.2.2.2 Nachweis der Funktionsfähigkeit austauschbarer Komponenten nach 40 Jahren oder Durchführung ihres Austauschs bzw. ihrer Sanierung

Bei austauschbaren Bauteilen basiert ihre Eignung, ihre Funktion nach 40 Jahren weiterhin zu erfüllen, auf ihrer regelmäßigen Überwachung oder auf ihrem Austausch bzw. ihrer Sanierung im Rahmen der verschiedenen angewandten Instandhaltungsstrategien. Die nachstehende Tabelle enthält eine Übersicht über die Elemente, anhand derer die Funktionsfähigkeit nach 40 Jahren beurteilt werden kann, sowie die zugehörige Dokumentation. Die nachstehende Tabelle enthält eine Übersicht über die Elemente, anhand derer die Funktionsfähigkeit nach 40 Jahren beurteilt werden kann, sowie die zugehörige Dokumentation.

Ausrüstung	**Betrieb nach 40 Jahren**
Behälterinnenteile	Regelmäßige Überwachung (automatisierte zerstörungsfreie Prüfungen und ETV) sowie außerplanmäßige Instandhaltungsmaßnahmen an Komponenten mit nachgewiesenen Schäden
MCG (Bündelsteuerungsmechanismen) und Thermoelementkolonnen	Vorbeugender Austausch der MCG (hauptsächlich der G1-Gruppen) auf der Grundlage eines Kriteriums hinsichtlich der Anzahl der durchgeführten Schaltvorgänge
Dampferzeuger	Regelmäßige ZfP-Überwachung der Rohrbündelrohre und der Rohrplattenverschlüsse Überwachung der Bereiche des Druckbehälters Wartungsstrategie bezüglich Verstopfung und Verschmutzung des Sekundärkreislaufs der Dampferzeuger Außerordentliche Wartung durch RGV und chemische Reinigung
Dampfgeneratorventile	ZfP-Prüfung der Dichtflächen und entsprechende Instandhaltung (Einlaufen, Bearbeitung)
Dampfabsperrventil	Regelmäßige Inspektion Austausch der Betätigungsstangen aus martensitischem Stahl

Ausrüstung	Betrieb nach 40 Jahren
SEBIM-Ventile	Regelmäßige Inspektion der Ventile mit Überprüfung der Einstellung Systematische Überprüfung und Austausch der Schaltschränke alle 10 Jahre
Gussteile	Die Wartungsstrategie, die im Wesentlichen auf allgemeinen Untersuchungen von Rohrbögen und Gehäuseschäden basiert, sieht die Weiterverwendung der Rohrbögen nach 40 Jahren vor, sofern mehrere begleitende Maßnahmen ergriffen werden: - Die anfälligsten Rohrbögen, die an die Hauptleitungen angrenzen, werden im Rahmen der Hauptleitungsinspektionen ausgetauscht - Größere Defekte an den übrigen kritischen Rohrbögen werden regelmäßigen zerstörungsfreien Prüfungen unterzogen, um sicherzustellen, dass keine weiteren Veränderungen auftreten - Die übrigen kritischen Bauteile werden einer individuellen Überwachung der thermischen Alterung mittels zerstörungsfreier Prüfverfahren unterzogen, um sicherzustellen, dass keine abnormale Veränderung ihrer Eigenschaften auftritt - bestimmte repräsentative ausgebaute Bauteile sowie Materialproben von in Betrieb befindlichen Rohrbögen werden einer Begutachtung unterzogen
Inconel-Bereiche	ZfP-Überwachung bestimmter Bauteile am Reaktorbehälter und an den Hauptleitungen
Druckhalter	Zerstörungsfreie Prüfung (ZFP) der Bereiche des Druckbehälters Austausch von Heizstäben, falls erforderlich
Mischbereiche	Regelmäßige, angepasste ZfP-Prüfung, insbesondere für die als empfindlich identifizierten Mischbereiche Außerplanmäßige Wartungsmaßnahmen an den RRA-T-Stücken, abhängig von der Überwachung der Betriebszeiten
Sekundärkreislauf (CSP)	Angepasste regelmäßige ZfP-Überwachung Systematischer Austausch der ARE-Bögen vor dem GV und der VVP-Bögen hinter dem GV bei den RGV
GMPP	Programm zur Überwachung der Alterung der Spiralförmigen Gehäuse (Formteil) Programm zur Begutachtung der thermischen Barrieren im Rahmen eines rotierenden Prüfzyklus ZfP-Überwachung der Schweißnähte zwischen Spiralgehäuse und Diffusor, mit einer Ausweitung der Anzahl der untersuchten Pumpen ab der 4. VD Überwachung der Hydraulik durch ein Begutachtungsprogramm, das bei jedem planmäßigen Ausbau (Austausch im Rotationsverfahren) durchgeführt wird Außerordentliche Wartung durch Austausch der Motorstatoren
Reservepumpen (und ähnliche)	Regelmäßige umfassende Inspektionen

Ausrüstung	Betrieb nach 40 Jahren
Nukleare Hilfswärmetauscher	ZfP-Überwachung der Rohre bestimmter Wärmetauscher und Wartung durch Verschließen Kontinuierliche Überwachung der radioaktiven Aktivität des RRI (KRT-Kette) und des Füllstands der PTR-Wanne Überwachung der Wanddicke der Kalander aus Schwarzstahl durch Dickenmessung Regelmäßige Inspektionen und Neukvalifizierungen gemäß ESPN Vorbeugender Austausch der REN-HT- und APG-Wärmetauscher Überwachung der Plattenwärmetauscher durch regelmäßige zerstörungsfreie Prüfungen (ZFP) sowie chemische oder mechanische Reinigung, Instandsetzung oder Austausch der Platten mittels Noria
Drehbrücke BR und BK-Brücken	Angemessene Überwachung durch vorschriftsmäßige regelmäßige Inspektionen (Hebevorgänge) und umfassende Begehungen Sanierungsmaßnahmen im Bereich Steuerung und Regelung
Selbstsperrende Vorrichtungen	Überwachung durch regelmäßige Inspektionen der DAB und auf dem Prüfstand nach Probenentnahme Außerordentliche Wartung durch Austausch oder Instandsetzung ausgebauter DAB
Hochspannungsmotoren	Zustandsorientierte Wartung und regelmäßige Inspektion Austausch eines Teils der RCV- und RRI-Motoren
Notstromaggregate	Regelmäßige Wartung der Aggregate und Werksüberholung der Dieselmotoren nach ca. 25 Jahren Regelmäßige Überwachung der Generatorkerne (Inspektion und elektrische Messungen) Vorbeugende Wartung der TAC und planmäßiger Austausch im Zusammenhang mit der Veralterung der wichtigsten Baugruppen
Schaltanlagen	Prüfung anhand von Referenzgeräten an den feststehenden Teilen und regelmäßige Überprüfung der beweglichen Teile
Leittechnik und Messtechnik	Zustandsorientierte Wartung als Ergänzung zur planmäßigen Wartung sowie vorbeugende Wartung an bestimmten Anlagen Diagnose im Anschluss an die OVCC mit geplanten Austausch- und Sanierungsmaßnahmen für empfindliche Komponenten

Anlagen	Betrieb nach 40 Jahren
Kabel und elektrische Durchführungen	Überwachung der Niederspannungskabel durch Sichtprüfung und der Hochspannungskabel durch Stichproben mit speziellen Geräten Gezielter Austausch von Kabeln, die rauen Umgebungsbedingungen ausgesetzt sind.
Tiefbauwerke	Angepasste vorbeugende Instandhaltung Überwachung von unterschiedlichen Setzungen durch lokale Programme Geplante außerordentliche Instandhaltungsmaßnahmen an schnell verschleißenden und großflächigen Bauteilen
Pumpstation	Angemessene regelmäßige Überwachung Sanierungsprogramm für die Filtertrommeln
Unterirdische Rohrleitungen	Spezielles Programm zur Bewertung der Betriebsfähigkeit der Rohrleitungen nach 40 Jahren auf der Grundlage von Risikoanalysen und gezielten Inspektionen, ergänzend zu den routinemäßigen Inspektionen

1.2.2.3 Zerstörungsfreie Prüfungen (ZFP)

Zerstörungsfreie Prüfungen (ZFP) sind eine wichtige Instandhaltungsmaßnahme zur Überprüfung des Zustands und der Unversehrtheit von Bauteilen. Die ZFP-Verfahren entwickeln sich aufgrund technologischer Innovationen und einer besseren Risikokontrolle ständig weiter. Die Technologiebeobachtung umfasst vier Hauptschwerpunkte:

- Beitrag zur Risikokontrolle im Zusammenhang mit der Gammagraphie,
- die aktive Branchenbeobachtung, um Entwicklungen und vorindustrielle Tests von Verfahren anzustoßen, die den Anforderungen des Anlagenbestands in Bereichen gerecht werden können, in denen die Leistung nicht den Zielen entspricht oder gar nicht vorhanden ist,
- eine gute Transparenz für die Unternehmen, damit diese ihre Kompetenzen vorbereiten und ausbauen können,
- die Speicherung und Archivierung der aus den Kontrollen resultierenden Daten.

1.2.3 Maßnahmen zur Bewältigung der Veralterung von Geräten und Ersatzteilen

Die durchgeführten Analysen haben es ermöglicht, die Risiken der Veralterung der dedizierten/dezentralen Steuerungs- und Kontrollsysteme (die EIPS enthalten) unter Kontrolle zu bringen, um die langfristige Verfügbarkeit dieser Anlagen sicherzustellen.

Spezifischer Teil zu Block 2 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Der Ansatz zur Alterungsbeherrschung wurde vom Kernkraftwerk Blayais angewendet, um über die Fortsetzung des Betriebs von Block 2 im Zeitraum VD4-VD5 zu entscheiden. So wurden Analysen durchgeführt, um sicherzustellen, dass die Alterungsprozesse, die die Strukturen, Systeme und Komponenten (SSC) betreffen, unter Kontrolle sind. Darüber hinaus wurden die Besonderheiten im Zusammenhang mit den SSC des Blocks Nr. 2 identifiziert und analysiert. Auf dieser Grundlage ergänzte ein lokales Programm zur Alterungsbeherrschung (PLMV) die auf nationaler Ebene umgesetzten Maßnahmen. Das PLMV ist in das DAPE (Dossier zur Eignung für den weiteren Betrieb) Index 00 integriert, das der ASN mindestens ein Jahr vor Beginn der Zehnjahresinspektion übermittelt wurde.

Bilanz zum Zustand des Reaktorblocks

Anlässlich der Zehnjahresinspektion wurden an den Strukturen, Systemen und Komponenten (SSC) eine Reihe von Wartungsarbeiten, Inspektionen, Prüfungen, zerstörungsfreien Untersuchungen oder Änderungen durchgeführt.

Die Auswertung dieser Maßnahmen erfolgt im Rahmen der Erstellung des Index 01 des DAPE (Dossier zur Eignung für den weiteren Betrieb) des Blocks Nr. 2, das der ASN spätestens 6 Monate nach der Abweichung, d. h. am 24.09.2024, übermittelt wird.

Die Aktualisierung der Alterungsanalyse der SSC wird in das DAPE von Block 2, Index 01, integriert, wobei folgende Grundlagen herangezogen werden:

- den Erkenntnissen aus den Ergebnissen der Inspektionen und Wartungsarbeiten einerseits an den SSC, die Gegenstand eines generischen DAPE (oder eines DAPE für einzelne Komponenten) sind, und andererseits an den SSC, die Gegenstand eines Alterungsanalyseblatts (FAV) sind;
- Die Berücksichtigung der Betriebserfahrungen zur Alterung: Analyse der neuen FAV oder der FAV, deren Status sich seit der Erstellung des Index 00 des DAPE für Block 2 nach oben verändert hat.

Der PLMV der Tranche Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais wird gegebenenfalls aktualisiert.

1.3 FAZIT

Die Maßnahmen zur Bewältigung der Alterung der Anlagen wurden bereits lange vor der TTS des 3. RP 900 (2009) eingeleitet. Er stützt sich auf Studien, die ursprünglich für den Zeitraum vom 3. VD bis zum 4. VD durchgeführt und im Rahmen der Arbeitsgruppen „Alterung“ von 2003 und 2006 geprüft wurden, ergänzt durch Studien für den Zeitraum nach dem 4. VD, die im Rahmen der Arbeitsgruppen ESPN und GPR im März 2018 geprüft wurden. Die Organisation, die sich an den Prozessen der Instandhaltung, der Alterungsbeherrschung und des Umgangs mit der Veralterung der Ausrüstung orientiert, ist auf das Dossier zur periodischen Überprüfung des 900-MWe-Reaktors für die Fortsetzung des Betriebs der Reaktoren dieser Baureihe nach 40 Jahren abgestimmt.

Auf dieser Grundlage wurde im Rahmen der vierten periodischen Überprüfung ein umfangreiches Programm zur Überprüfung der Funktionsfähigkeit der Ausrüstungen durchgeführt. Dabei werden zwei Fälle unterschieden:

- Nicht austauschbare Komponenten (Reaktorbehälter, Sicherheitsbehälter): Bei diesen Komponenten ermöglichen die durchgeführten Analysen, ihre Eignung für den weiteren Betrieb über 40 Jahre hinaus sicherzustellen;
- Austauschbare Komponenten: Die im Rahmen der Überprüfung ermittelten erforderlichen Maßnahmen und Änderungen werden durchgeführt.

Die Analyse der während des Stillstands VD4 des Blocks Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais durchgeführten Kontroll-, Inspektions- und Wartungsarbeiten erfolgt unter dem Gesichtspunkt der Alterungsbeherrschung, um eine Entscheidung über die Fortsetzung des Betriebs des Blocks Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais im Zeitraum VD4–VD5 zu treffen.

In diesem Zusammenhang wird das Dossier zur Eignung für die Fortsetzung des Betriebs (DAPE) aktualisiert, und gegebenenfalls werden lokale Maßnahmen zur Alterungsbeherrschung das lokale Programm zur Alterungsbeherrschung (PLMV) des Blocks Nr. 2 ergänzen.

ABSCHNITT 2: SICHERSTELLUNG DER QUALIFIZIERUNG DER MQCA

2 ERHALTUNG DER QUALIFIZIERUNG DER FÜR UNFALLBEDINGUNGEN ____ 339

2.1 VORGEHENSWEISE ZUR PRÜFUNG DER AUFRECHTERHALTUNG DER MQCA-ZULASSUNG 339
2.2 -VARIANTE VON DAS VERFAHREN VON AUFRECHTERHALTUNG DER MQCA-QUALIFIKATION 341
2.2.1 Mechanische Ausrüstung 341
2.2.2 Elektrische Ausrüstung 341
2.3 FAZIT 349

2 ERHALTUNG DER QUALIFIZIERUNG VON QUALIFIZIERTEN GERÄTEN UNTER UNFALLBEDINGUNGEN

Allgemeiner Teil – Zwischenstufe

Die Qualifizierung unter Unfallbedingungen ist ein Verfahren, das gewährleisten soll, dass die Ausrüstungen in der Lage sind, ihre Sicherheitsfunktionen in Unfallsituationen zu erfüllen, in denen sie im Rahmen des Sicherheitsnachweises erforderlich sind.

Da die für Störfallbedingungen qualifizierten Komponenten (MQCA) auf der Grundlage einer Betriebsdauer von 40 Jahren qualifiziert wurden, wird für diese Komponenten ein spezifisches Verfahren angewendet, um die Frage der Verlängerung der Qualifikationsdauer zu klären.

Das Industrieprogramm von EDF zur Fortführung des Betriebs der Blöcke nach 40 Jahren besteht darin, die Aufrechterhaltung der Qualifikation der für Unfallbedingungen qualifizierten Ausrüstungen (MQCA) der mechanischen und elektrischen Ausrüstungen nachzuweisen oder diese gegebenenfalls entweder zu ersetzen oder zu sanieren.

2.1 VORGEHENSWEISE ZUM NACHWEIS DER AUFRECHTERHALTUNG DER MQCA-QUALIFIKATION

Die Qualifizierung für Unfallbedingungen ist ein Prozess, der gewährleisten soll, dass die Anlagen in der Lage sind, ihre Sicherheitsfunktionen in Unfallsituationen zu erfüllen, in denen sie benötigt werden. Dieser Prozess stützt sich:

- Für jede Ausrüstung auf:
  - die Ermittlung der Qualifikationsanforderungen,
  - der Durchführung eines Qualifizierungsprogramms auf der Grundlage allgemeiner Spezifikationen,
  - der Umsetzung der notwendigen Maßnahmen zur Aufrechterhaltung der Qualifizierung während der Herstellung, der Montage und des Betriebs der Ausrüstung.
- auf die Erstellung einer Dokumentation, die die Qualifizierung dieser Ausrüstungen und die Bedingungen für die Aufrechterhaltung dieser Qualifizierung im Betrieb darlegt.

Bei den von der Qualifizierung potenziell betroffenen EIPS handelt es sich hauptsächlich um nichtstatische mechanische Geräte, elektrische Geräte sowie Steuer- und Regelgeräte, aber auch um Geräte, die möglicherweise einer Anforderung hinsichtlich der Dichtheit unterliegen.

Sie werden als „unter Unfallbedingungen qualifizierte Anlagen“ (MQCA) bezeichnet und müssen in Unfallsituationen, in denen sie für den Auslegungsbereich oder den Zusatzbereich erforderlich sind, bestimmte Funktionen erfüllen. Je nach ihrer Rolle werden folgende Anforderungen festgelegt:

- Anforderung an die Erdbebenqualifikation,
- Anforderung an die Eignung unter verschlechterten Umgebungsbedingungen,
- Anforderung an die Dichtheit,
- besondere Anforderungen: Bruch von Hochenergie-Rohrleitungen, belastetes Wasser.

Diese Anforderungen werden in physikalische Beanspruchungen unterteilt, die in den für die Ausrüstungen einzuhaltenden Spezifikationen angegeben sind. Der Einfachheit halber wird den Ausrüstungen häufig ein zusammenfassendes Profil dieser physikalischen Beanspruchungen zugeordnet: Profile K1, K2 oder K3.

Die Qualifizierung der Anlagen für Unfallbedingungen wurde unter der Annahme einer Lebensdauer von 40 Jahren festgelegt. Diese Annahme wurde verwendet, um die Alterung der Komponenten im Rahmen der anfänglichen Qualifizierungssequenz der Anlagen zu berücksichtigen, und kann kürzer sein als die für die Anlage vorgesehene Betriebsdauer:

- entweder weil es im Laufe der Zeit notwendig wird, sie nach oben anzupassen, um die Betriebsdauer der Anlage zu verlängern,
- entweder weil diese Annahme zur Lebensdauer der Ausrüstung aufgrund einer schnelleren Alterungskinetik oder einer im Betrieb raueren Umgebung als bei der Erstqualifizierung berücksichtigt wurde, aufgrund von Erfahrungswerten, die neue Alterungsmechanismen aufzeigen, oder aufgrund einer Weiterentwicklung der wissenschaftlichen Erkenntnisse über die betreffenden Phänomene nach unten korrigiert wird.

In jedem Fall ist gemäß der internationalen Norm IEC/IEEE 60780-323 [Ausgabe vom Februar 2016 – Kernanlagen – Sicherheitsrelevante elektrische Ausrüstung – Qualifizierung] ein Programm zur Verlängerung der Qualifizierung, das sogenannte Programm zur schrittweisen Qualifizierung, anzuwenden, bevor die Betriebsdauer der Ausrüstung die bei der Erstqualifizierung zugrunde gelegte Lebensdauerannahme überschreitet.

Die schrittweise Qualifizierung kann eine oder mehrere der folgenden sechs Methoden nutzen, die in der Reihenfolge der Analyse, d. h. der nacheinander zu stellenden Fragen, nummeriert sind:

- Methode 1: Analyse der Bedingungen der Erstqualifizierung zur Bewertung etwaiger Sicherheitsmargen.
- Methode 2: Vergleich der tatsächlich im Betrieb auf die Ausrüstung einwirkenden Beanspruchungen und Umgebungsbedingungen (Temperatur und Strahlung) mit den bei der Qualifizierung zugrunde gelegten Werten. Dieser Vergleich kann zu einer Neubewertung der qualifizierten Lebensdauer auf der Grundlage der tatsächlichen Betriebswerte führen.
- Methode 3: Überwachung von Parametern zum Zustand der Ausrüstung oder zu ihrem Betrieb im Rahmen von regelmäßigen Prüfungen, Kontrollen oder Gutachten. Diese Parameter müssen es ermöglichen, eine Entwicklung der Ausrüstung zu erkennen, die der Erfüllung der erforderlichen Aufgabe in einer Unfallsituation oder unter seismischer Beanspruchung abträglich wäre. Dabei kann es sich beispielsweise handeln um:
    - um regelmäßige Messungen an der Anlage (Methode 3a), beispielsweise Messgenauigkeit, Ansprechzeit oder elektrische Messgrößen wie den Isolationswiderstand,
    - einer Begutachtung der Ausrüstung (Methode 3b), die darauf abzielt, deren Zustand vor Ort zu charakterisieren.
- Methode 4: Verringerung der Auswirkungen der Umgebungsbedingungen auf die Geräte. Zur Verringerung der Auswirkungen der Umgebungsbedingungen kommen zwei Methoden in Betracht:
    - Änderung der Umgebungsbedingungen (Methode 4a). Dabei geht es beispielsweise darum, einen Raum zu klimatisieren, um die durchschnittliche Raumtemperatur zu senken und so die Lebensdauer der dort installierten Geräte zu verlängern,
    - Schutz oder Verlegung einer Anlage (Methode 4b). Dabei geht es beispielsweise darum, eine Anlage durch eine Abschirmung vor der Strahlung eines Hotspots zu schützen, um die kumulierte Strahlungsdosis über ihre Lebensdauer zu reduzieren, oder die Anlage in eine Umgebung mit geringerer Strahlenbelastung zu verlegen.
- Methode 5: Erweiterung der Qualifizierung der Ausrüstung durch Unterziehung einer testbasierten Qualifizierungssequenz, die auf der Annahme einer verlängerten Betriebsdauer beruht. Der Test kann durchgeführt werden:
    - an einem vor Ort in doppelter Ausführung installierten Gerät (oder Prüfling) (Methode 5a),
    - an einem vor Ort entnommenen Gerät (Probenprüfung), vorzugsweise wenn dessen Ausgangszustand und die bisher auf ihn einwirkenden Belastungen bekannt sind (Methode 5b),
    - an einem neuen Gerät (Methode 5c).
- Methode 6: Austausch (Methode 6a) oder Sanierung (Methode 6b) der gesamten oder eines Teils der Anlage als vorbeugende Maßnahme, entweder durch identische oder durch alterungsunempfindlichere Komponenten.

2.2 ANWENDUNG DES MQCA-QUALIFIZIERUNGSVERFAHRENS ZUR NACHHALTIGKEIT

2.2.1 Mechanische Anlagen

Bei mechanischen Anlagen basiert die Strategie der schrittweisen Qualifizierung auf:

- dem Austausch von Komponenten, die gegenüber radioaktiven, thermodynamischen und chemischen Bedingungen empfindlich sind – in der Praxis sind dies die nichtmetallischen Komponenten –, in Abständen, die mit der in der Erstqualifizierung berücksichtigten Betriebsdauer vereinbar sind,
- der Überprüfung der mechanischen Teile, die unempfindlich gegenüber Unfallbedingungen sind, durch die Anwendung der PBMP,
- der Überprüfung der Leistungserhaltung durch regelmäßige Prüfungen.

Die für mechanische Komponenten angewandte Methode der schrittweisen Qualifizierung ist somit die Methode 6, die auf empfindliche Komponenten angewendet wird.

Das von EDF umgesetzte Arbeitsprogramm sieht vor, dass die Qualifizierungsstrategien für die TTS des 4· RP 900 in Bezug auf die mechanischen Anlagen zum Abschluss gebracht werden. Für bestimmte Anlagen sehen diese Strategien den vollständigen oder teilweisen Austausch von Komponenten vor, der durch zusätzliche Überprüfungen und Austauschmaßnahmen im Rahmen von Wartungsarbeiten (über eine spezielle Vorgabe der DPN) oder durch lokal umgesetzte technische Änderungen (PNRL) gesteuert wird.

Es ist wichtig anzumerken, dass infolge der Anweisung der Arbeitsgruppe „Orientierungen zur Betriebsdauer“ (DDF) vom 19. Januar 2012 ein ergänzendes Programm zur Begutachtung mechanischer MQCA (Pumpen und Armaturen) umgesetzt wurde. Dieses Begutachtungsprogramm zielt darauf ab, die Kenntnisse über die in den FAV beschriebenen Alterungsmechanismen zu vertiefen und sicherzustellen, dass keine Phänomene auftreten, die bei der Erstqualifizierung und im Rahmen des Alterungsmanagementprozesses nicht berücksichtigt wurden.

Dieses Begutachtungsprogramm wurde an 3 Pumpen und 4 Armaturen durchgeführt. Die begutachteten Geräte wurden so ausgewählt, dass sie verschiedene Technologien und verschiedene Lieferanten abdecken, die in den Blöcken mit 900 MWe und 1300 MWe zu finden sind.

Diese in Zusammenarbeit mit den Herstellern durchgeführten Begutachtungen haben bestätigt, dass die an den Armaturen und Pumpen festgestellten Alterungsmechanismen den Erwartungen entsprechen und keine neuen Alterungsmechanismen zutage getreten sind. Die Betriebsfähigkeit dieser Geräte nach 40 Jahren wird bestätigt, sofern die Wartungsmaßnahmen fortgesetzt werden, die darauf abzielen, die alterungsanfälligen nichtmetallischen Komponenten regelmäßig auszutauschen.

2.2.2 Elektrische Geräte

Für elektrische MQCA sowie Steuer- und Regelgeräte umfasst das Verfahren der schrittweisen Qualifizierung zwei Phasen:

- Eine strategische Phase zur Auswahl der Methode. Sie endet mit der Erstellung des Strategiepapiers zur schrittweisen Qualifizierung (NSQP), das nach Gerätefamilien und Qualifizierungskategorien (K1, K2, K3) gegliedert ist, mit Ausnahme von Kabeln, elektrischen Durchführungen und Steuerungs- und Regelungsgeräten, die in den DAPE-Komponenten behandelt werden.
- Eine operative Phase, die darin besteht, die gewählte Methode umzusetzen (Analysen, Gutachten, Prüfungen oder Austausch) und anschließend die Dokumente des Qualifizierungsreferenzsystems bei Bedarf zu aktualisieren.

Für elektrische Anlagen, die vor der ersten regelmäßigen Überprüfung installiert wurden, wurden die Strategien in den Dossiers zur Eignung für den weiteren Betrieb (DAPE) oder in den der jeweiligen Anlagenfamilie zugeordneten NSQP beschrieben.

Diese Dokumente können verschiedene Arten von Methoden zur Aufrechterhaltung der Qualifizierung vorsehen. In

Anteil:

- 40 % der in den NSQP genannten Methoden sehen die Aufrechterhaltung der Qualifikation durch Analysen vor; ist dieses analytische Vorgehen nicht schlüssig, nimmt EDF einen Austausch vor (Methoden 1, 2, 3a);
- 38 % der in den NSQP genannten Methoden sehen die Aufrechterhaltung der Eignung durch Probenahmen/Gutachten oder Prüfungen vor; ist dieses analytische Vorgehen nicht schlüssig, nimmt EDF einen Austausch vor (Methoden 3b oder 5);
- 22 % der von den NSQP vorgesehenen Methoden sehen die Aufrechterhaltung der Eignung durch direkten Austausch ohne vorherige Analyse oder Prüfung vor (Methoden 6a oder 6b).

Die detaillierte Übersicht nach Materialtypen ist in der folgenden Tabelle dargestellt:

Gerätetyp	Qualifizierungsmethode	Fazit
Steuerung und Regelung		
Anlagen des Systems zur Messung der Kernleistung (RPN)	Für CPY-Standorte, Modernisierung auf den 4·RP 900 (PNPP1838)	Erweiterung der erworbenen Qualifizierung
Relais des Reaktorschutzsystems (RPR und außerhalb des RPR)	Vorabtests an bestimmten Geräten außerhalb des RPR (sogenannte prospektive Tests), anschließend Tests an vor Ort entnommenen Geräten im gesamten Anwendungsbereich	Prospektive Prüfungen: Erweiterung der erworbenen Qualifizierung auf Leiterplatten, Polarisierungs- und Klemmenbaugruppen sowie bestimmte Sockel Änderungen, die aufgrund von Fehlern während der Prüfungen vorgenommen wurden: Monostabile Relais TEC1804, TEC 1808 und bistabile Relais Siemens V23003 (PNPE1215) Weiterentwicklung der RPR-Funktion (PNPP1871) Änderungen bei der Wartung (DP333): Zeitrelais TEC MTI CACTA + Dichtung G2 Ergebnisse der weiteren Prüfungen: Erweiterung der Qualifizierung erteilt
Geräte des allgemeinen Regelungssystems (KRG – SIP-P und SIP VI)	SIP CPY: 17 Modultypen, die Stichprobenprüfungen unterzogen wurden, sowie 3 Modultypen durch Analogie	Testergebnisse: Erweiterung der Qualifizierung erteilt, mit Ausnahme der Geräte, die Gegenstand der nachstehend aufgeführten Änderungen sind. Änderungen, die aufgrund von Fehlern während der Tests an SIP-Modulen vorgenommen wurden: Weiterentwicklung des SIP-P-Systems (PNPP1873) Änderungen in der Instandhaltung (DP333): SIP-Module
	Schaltschränke des SIP-Schutzsystems CPY: Probenahme (Methode 5b) zu komplex => Begutachtung (Methode 3b)	Erweiterung der erworbenen Qualifizierung
Strahlenschutz-Messschränke (KRT)	Nicht originalmäßige Zählmodule	Erweiterung der erworbenen Qualifizierung
	Racks, Anschlüsse, interne Verkabelung, Klemmenblöcke entnommen und begutachtet + ergänzende Qualifizierungsprüfungen (insbesondere Erdbebensicherheit) Begutachtung der übrigen Schränke (mechanische Struktur und elektrische Anschlüsse)	Erweiterung der erworbenen Qualifizierung
	Verbundkabel: Untersuchung der Materialzusammensetzung, Analyse der Betriebserfahrungen (REX), Begutachtungen vor Ort oder im Labor an Proben von vor Ort gealterten Kabeln.	Erweiterung der erworbenen Qualifizierung
KPS-Siedepunktmessgerät	Nicht-Originalmaterialien = Erreichen des 40-Jahres-Zeitraums zwischen dem 4·und 5·RP 900: Probenahme beim 4·RP 900 und Prüfungen	Erweiterung der Qualifikation nicht synchronisiert mit $^{der\ 4\cdot}$RP 900. Probenahme in Fessenheim und Prüfungen geplant zwischen 2021 und 2023.
Alarmmanager im Kontrollraum (KSC)	Probenahme und Prüfungen	Erweiterung der erworbenen Qualifizierung
Ausrüstung der Leitwarte	Direkter Austausch bestimmter Komponenten: Signalhörner Entnahme von Geräten, die denen auf den Bedienpulten entsprechen, zu Testzwecken (Entnahme der gesamten Bedienpulte nicht möglich)	Prüfergebnisse: Erweiterung der Qualifizierung erteilt, mit Ausnahme der Geräte, die Gegenstand der nachstehend aufgeführten Änderungen sind. Bereits eingeleitete Änderungen aufgrund von Fehlern während der Prüfungen: Austausch der vertikalen Anzeigen und der Aufzeichnungsgeräte im SDC (PNPE1225) Austausch der Hupen in SDC (PNRL1831)
Kabel	Probenahmen und Begutachtungen von Kabeln K1, K3 verschiedener Art	Erweiterung der erworbenen Qualifizierung
Elektrische Durchführungen	Analyse der Grundlagen: konservative Annahmen der ursprünglichen Qualifizierung, in den PBMP vorgesehene Überwachung, Studien, Lebensdauer (internationale Betriebserfahrungen, aktueller Stand des Grundlagenwissens über Werkstoffe, technologische Besonderheiten und geringe Umweltbelastungen im Zusammenhang mit elektrischen Durchführungen)	Erweiterung der erworbenen Qualifizierung

Materialtypologie	Qualifizierungsmethode	Schlussfolgerung
Messgeräte		
RIC K1-Temperaturkurven	Kombination verschiedener Methoden: - - Vergleich mit den tatsächlich im Betrieb auftretenden Umgebungsbedingungen Gutachten	Erweiterung der erworbenen Qualifizierung für die RIC-Temperaturleitungen bis zum VD5-Stillstand, mit Ausnahme der TIA499/6149-Steckverbinder, die in den 1990er Jahren installiert wurden und für die vor den VD5-Stillständen noch Qualifizierungsmaßnahmen durchgeführt werden müssen.
K1-Platin-Widerstandsthermometer	Austausch (DT38 oder BEVAA) Beibehaltung der kürzlich installierten DT108	Erweiterung der bereits erlangten Qualifizierung
BIBLOC-Druckmessumformer	Prüfung nach Probenahme	Erweiterung der bereits erlangten Qualifizierung
Messumformer vom Typ AMC TE	Nutzung des REX und von Grund auf robuste Konstruktion der Geräte	Erweiterung der bereits erlangten Qualifizierung
Elektromagnetische Durchflussmesser von Flumag / optiflux	Flumag: Analysen Optiflux: Qualifizierung aus dem Jahr 2007, seit diesem Zeitpunkt installiert	Erweiterung der bereits erlangten Qualifizierung
Drucksensoren 8000	Analysen auf der Grundlage der Überwachung von Parametern zum Zustand der Anlage oder zu ihrem Betriebsverhalten im Rahmen der regelmäßigen Prüfungen.	Erweiterung der bereits erlangten Qualifizierung
Neutronenkette (CNI, CNS und CNP)	Austausch von Ausrüstung im Rahmen des Vorfalls AFT16.05. Die Änderung PNPP1946 gewährleistet akzeptable Temperaturen für die Neutronenkette CNI im Falle eines Ausfalls der Zwangsbelüftung des Reaktorkellers.	Erweiterung der bereits erlangten Qualifizierung
Strahlenschutzmessketten (KRT) – Hoher Gammafluss	Innenbereich des Reaktors: Konstruktion der überwiegend aus Metall bestehenden Ketten und regelmäßige Prüfungen => Analyse Außenbereich des Reaktors: Sanierung	Erlangte Qualifikationserweiterung Sanierung der KRT-Messkette mit hohem Gamma-Fluss im BR (PNPE1171)
Strahlenschutz-Messketten (KRT) – hohe Aktivität Auffangbecken und RIS-Aktivität	Analysen basierend auf dem tatsächlichen Alter der installierten Geräte, ihrer Auslastung, den Belastungen und Umgebungsbedingungen, denen die Geräte seit ihrer Installation im Betrieb tatsächlich ausgesetzt waren, sowie sowie auf die angenommenen Bedingungen bei verschlechterten Umgebungsbedingungen	Erweiterung der bereits erlangten Qualifizierung
Strahlenschutz-Messketten (KRT) – Messketten für die Zuluft im Kontrollraum	Direkter Austausch der Messketten	Sanierung der KRT-Messkette (PNPP1947)
Weitere KRT-Messketten	Durchgeführte Austauscharbeiten im Rahmen der materiellen Änderungen PNPP1442, PNPP1485 – Projekt PIT 3 900 – und PNPP1483 – Projekt „Obsoleszenz“	Erweiterung der bereits erlangten Qualifizierung
Füllstandssensoren Druckmessumformer Hydrostatische Sonde	Aktuelle Qualifizierung ANV-Füllstandssensoren von Houdec, 2006 qualifiziert und nach diesem Datum installiert Fuji-Druckmessumformer, 2009 qualifiziert und nach diesem Datum installiert BAUMER-Hydrostatsonde, 2010 qualifiziert und nach diesem Datum installiert	Erweiterung der bereits erlangten Qualifizierung
Füllstandssensoren von TCEM, Thermostate / Druckschalter von GEORGIN / BAUMER	Analyse: positive Ergebnisse der Betriebserfahrungen (regelmäßige Prüfungen und Kontrollen) und Vergleich der ursprünglichen Qualifizierung mit den tatsächlichen Betriebsbedingungen	Erweiterung der bereits erlangten Qualifizierung
Durchflusswächter HOUDEC CCB 311	Begutachtung der vor Ort entnommenen Geräte	Erweiterung der bereits erlangten Qualifizierung

Gerätetypologie	Qualifizierungsverfahren	Fazit
Petercem-Endschalter	Prüfungen nach Probenahmen vor Ort	Erweiterung der durch Versuche erlangten Qualifizierung bis zum 5 Reaktorzyklus für alle Arten von Endschaltern, mit Ausnahme derjenigen am Standort Tricastin. Die Qualifizierung der Endschalter von Tricastin bleibt bis zum 5 Reaktorzyklus gültig, da sie nicht werkseitig am Standort installiert wurden.
Anschlusstechnik – Verbindungen / Koaxialkabel		
Koaxialverbindungen RPN K1 und K2	Mineralische Verlängerungskabel CNI K1 von RCCN und mineralische Verbindungsstücke CNS K2 von PHOTONIS: Austausch vor Erreichen von 40 Betriebsjahren durch triaxiale Verbindungen von RRCN (PNPP1842)	Erweiterung der erworbenen Qualifizierung
	Mineralische Verbindungsstücke CNP K2 von PHOTONIS: Analyse der Beschaffenheit der Bestandteile (metallisch und mineralisch) sowie der Reparaturmöglichkeit der Außenhülle	Erweiterung der erworbenen Qualifizierung
	Organische K2-Verlängerungen: Nutzung der Ergebnisse der F&E-Lebensdaueruntersuchungen an den IEG-Kabeln der CPY-Stufe in Verbindung mit einem Gutachten	Erweiterung der erworbenen Qualifizierung
Anschlusskomponenten, qualifiziert für K1 und K2 (und abdeckend für K3)	Probenahme und Gutachten	Erweiterung der erworbenen Qualifizierung
Elastimold-Steckverbinder, die in den HTA-RRA-Motoren verbaut sind	Ersatz: Fortsetzung von AnP94/001	Erweiterung der erworbenen Qualifizierung
Armaturenantriebe		
Stellantriebe	Austausch der K1-Servomotoren vor den 4 VD, die im Rahmen der Austauschkampagne im Zusammenhang mit dem Fall AI001.001 nicht ausgetauscht wurden	Erweiterung der erworbenen Qualifizierung
	Geräte K2, K3: Prüfungen nach Probenahmen	Prüfergebnisse: Erweiterung der Qualifizierung erteilt, mit Ausnahme der auf DEL installierten Honeywell-Modelle, für die ein Austausch erfolgt (PNPE1243 und PNRL1849)
Magnetventile	Die Typen MB und MT wurden durch eine im Rahmen der 3 VD (PNRL1035) eingeführte Hardware-Modifikation ersetzt	Erweiterung der erworbenen Qualifizierung
	Prüfungen nach Probenahmen laufen derzeit an den Magnetventilen vom Typ V301 (K1/K2) und den Magnetverteilern vom Typ MT/M2T (K2).	Laufende Prüfungen Prüfergebnisse: Erweiterung der Zulassung für einen Teil der Modelle erteilt Notwendigkeit des Austauschs der Modelle MT/M2T K2/K3 nach 40 Jahren (Frist liegt nach den 4 periodischen Überprüfungen), zu prüfen im Rahmen des 5 RP 900 (da vor Ort nicht original verbaut)
Hochspannungs- und Niederspannungsantriebe		
Hochspannungsmotoren	Nachweis durch Analyse. Überholte RRI- und RCV-Motoren	Erweiterung der erworbenen Qualifizierung
Niederspannungsmotoren	Entnahme und Prüfung einer Auswahl repräsentativer, vor Ort installierter Motoren	Erweiterung der Qualifizierung bei bestimmten Modellen nicht erteilt Eingeleitete Änderung: PNRL1845: Austausch von Niederspannungsmotoren

Gerätetyp	Qualifizierungsmethode	Fazit
Stromverteilung		
Hochspannungsschaltanlagen (LHi/LGi – 6,6-kV-Verteilung mit und ohne Notstromversorgung)	Bereits ausgetauschte Komponenten Durchführung von Prüfungen und/oder Begutachtungen an vor Ort entnommenen ortsfesten und beweglichen Teilen	Prüfergebnisse: Für bestimmte Komponenten wurde die Qualifizierung nicht erweitert. Bereits eingeleitete Änderungen aufgrund von Fehlern während der Prüfungen: Änderungen im Rahmen der Wartung (DP333): Austausch der MGK-Sicherungen, Anbringen von Befestigungen, spezielle Prüfungen
	Schutzkette: Probenahmen und Prüfungen	Prüfergebnisse: Für bestimmte Komponenten der Schaltanlagen wurde die Qualifikationserweiterung nicht erteilt. Bereits eingeleitete Änderungen aufgrund von Fehlern während der Prüfungen: Änderungen in der Wartung (DP333): Austausch der zeitverzögerten Schutzrelais ICE-TT7111
Quellenschaltanlagen (LAi (230 V DC), LBi (125 V DC), LCi (48 V DC), LDi (30 V DC) und LNi (220 V AC, wellenförmig))	CPY: Austausch der Schutzrelais in den Quellschaltanlagen spätestens durch das 4·RP 900 (DP333)	Erweiterung der erworbenen Qualifikation
	Übrige Schaltanlagen an den CPY-Standorten: Prüfungen und/oder Gutachten an vor Ort entnommenen Bauteilen	Prüfergebnisse: Für bestimmte Komponenten der Schaltanlagen wurde die Erweiterung der Qualifikation nicht erteilt. Bereits eingeleitete Änderungen aufgrund von Fehlern während der Prüfungen: Änderungen im Rahmen der Wartung (DP333): Austausch der 125-V-Gleichstrom-Leistungsschalter (KB2 und Securex) sowie der OKFC-Selbsthalt-Relais
Niederspannungsschaltanlagen	Prüfungen und/oder Begutachtungen an vor Ort entnommenen Bauteilen	Prüfergebnisse: Für bestimmte Komponenten der Schaltanlagen wurde die Qualifikationserweiterung nicht erteilt. Bereits eingeleitete Änderungen aufgrund von Fehlern während der Prüfungen: Änderungen im Rahmen der Wartung (DP333): Austausch von Schützschubfächern
	Schutzrelais: Probenahme und Prüfungen	Erweiterung der erworbenen Qualifikation
Hochspannungs-/Niederspannungstransformatoren (CPY)	Austausch der 630-kVA-Hochspannungs-/Niederspannungstransformatoren an CPY (PNPE1044)	Austausch der 630-kVA-Hochspannungs-/Niederspannungstransformatoren an CPY (PNPE1044)
Verteilerkästen und -schränke		
IAAR-Schaltanlagen	Prüfungen und Begutachtungen der vor Ort entnommenen empfindlichen Bauteile	Erweiterung der erworbenen Qualifikation
Hilfsschaltanlagen für Dieselgeneratoren	Hardware-Änderung am 4·RP 900 (PNPE1122) umgesetzt·um die Entnahme von Geräten für Prüfungen und Begutachtungen oder den Austausch (Erregungsschütze) zu ermöglichen	Erweiterung der Qualifikation durch den Austausch, in Erwartung der Prüfergebnisse der aus TRI1 entnommenen Geräte Änderungen im Rahmen der Wartung (DP333): Austausch des Spannungsreglers und der DDAE-Platine
Hilfsschaltanlagen der Notstromturbogeneratoren (LLS)	Installiert nach der industriellen Inbetriebnahme der 900-MWe-Blöcke (ab 1984).	Erweiterung der Qualifizierung eingeleitet, nicht synchronisiert mit der 4·VD, behandelt im Fall PNPE1148.
ASG-Überdrehzahlschränke	Entnahmen/Austausch im Rahmen der materiellen Änderung (PNPE1258 Band J) des Projekts des 4·RP 900	Erweiterung der Qualifizierung durch den Austausch erlangt, in Erwartung der Testergebnisse der aus TRI1 entnommenen Bauteile. Um die Erweiterung der Qualifikation angesichts der verspäteten Probenahmen und Prüfungen sicherzustellen, werden die Austauscharbeiten durchgeführt, falls die Prüfungen oder Gutachten keine positiven Ergebnisse liefern sollten
Sicherheitsbeleuchtung der SdC	Probenahmen / Austausche werden durch die Materialänderung (PNPE1132) geregelt	Erweiterung der durch den Austausch gemäß PNPE1132 erlangten Qualifizierung Um die Erweiterung der Qualifizierung angesichts der verspäteten Probenahmen und Prüfungen sicherzustellen, werden die Austausche vorgenommen, falls die Prüfungen oder Gutachten keine positiven Ergebnisse liefern
Umrichter (Wechselrichter und Gleichrichter)	Sonstige Ausrüstung: Es werden mehrere Methoden der schrittweisen Qualifizierung gleichzeitig angewendet.	Ergebnis der Begutachtungen: Die Erweiterung der Qualifizierung für die Anlagen in Tricastin wurde unter der Voraussetzung erteilt, dass die empfindlichen Komponenten ausgetauscht werden.

Gerätetyp	Qualifizierungsmethode	Fazit
		Derzeit laufen Begutachtungen und Prüfungen an bestimmten Anlagen der CPY-Generation außerhalb von Tricastin. Bereits eingeleitete Änderung(en): PNSR9008 9015/16/17/18: Untersuchungen, Inspektionen, Begutachtungen und gegebenenfalls Austausch kritischer Komponenten an bestimmten Standorten der CPY-Generation
Heizelemente und elektrische Begleitheizungen	Zufriedenstellende Betriebserfahrungen und Begutachtungen vor Ort	Ergebnis der Begutachtungen: Verlängerung der Qualifizierung unter der Voraussetzung, dass sich die Anlagen in gutem Zustand befinden Änderungen im Rahmen der Instandhaltung (DP333): Überprüfung und Austausch von Heizelementen und Heizleitungen
Akkumulatorenbatterien	Regelmäßige Messungen und Austausch im Rahmen der seit Inbetriebnahme dieser Anlagen durchgeführten Wartungsarbeiten	Erweiterung der Qualifikationsberechtigung erteilt

Spezifischer Teil für Block 2 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais weist im Hinblick auf den Stillstandszustand keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands

des Blocks Änderungen:

- PNPE1044 „Leistungserhöhung der 380-V-Niederspannungsschaltanlagen“,
- PNPE1122 „Aufrechterhaltung der Qualifizierung der Schaltschränke der Notstromaggregate“,
- PNPE1132 „Austausch der Sicherheitsbeleuchtungsanlagen im Kontrollraum“,
- PNPE1215 „Austausch der Relais TEC1804 und TEC1808“,
- PNPE1225 „Austausch der vertikalen Anzeigen und Aufzeichnungsgeräte im Kontrollraum“,
- PNPE1258 Band J „ASG-ND: Austausch von Schaltkästen“,
- PNPE1243 „Austausch der SME der Ventile DEL 040 / 048 / 054 VD“,
- PNPP1442 „Zuverlässigkeitssteigerung und Angemessenheit der KRT-Messungen REN/APG“,
- PNPP1485 „Austausch der KRT-Ketten VVP / Stickstoff 16“,
- PNPP1838 „Digitales RPN“,
- PNPP1842 „Einbau und Montage der triaxialen Verlängerungskabel CNS und CNI des RPN-Systems“,
- PNPP1871 „Weiterentwicklung der RPR-Funktion und des Testers; Weiterentwicklung des RPR-Testers; Austausch der SdC-Schalter“,
- PNPP1873 „Weiterentwicklung SIP-P“,
- PNPP1946 „Einbau einer Klappe am Lüftungskanal des Behälterschachts“,
- PNPP1947 „Sanierung KRT“,
- PNRL1035 „Austausch der Magnetventile K1 MB&MT und der Endschalter“,
- PNRL1831 „Austausch der Signalhörner im Kontrollraum“,
- PNRL1845 „Austausch der Niederspannungsmotoren“,
- PNRL1849 „Aufrechterhaltung der Qualifikation der DVL- und DVC-Register“,
- PNPP1483 „Austausch der KRT-Anlagen“,

wurden am Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPE1171 „Sanierung der KRT-Kette mit hohem Gamma-Fluss BR“ wird im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4 RP 900 am Block 2 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt.

Die Änderungen im Bereich der Instandhaltung werden vollständig unter Einhaltung der Umsetzung der DP333 am Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais durchgeführt.

2.3 SCHLUSSFOLGERUNG

Die Aufrechterhaltung der Qualifizierung unter Unfallbedingungen ist Gegenstand eines Vorgehens, das auf mehreren Nachweismethoden basiert, die von der Analyse der Unterlagen über Probenahmen für Tests bis hin zum Austausch reichen. Das Ergebnis dieses abgestuften und umfassenden Vorgehens führt zu einem erheblichen Arbeitsaufwand und ermöglicht es, die Verlängerung der qualifizierten Lebensdauer bis zum 5. RP zu gewährleisten.

FAZIT

Gemäß Artikel L.593-18 des Umweltgesetzbuchs führt EDF alle zehn Jahre regelmäßige Überprüfungen seiner Reaktoren durch, um *„den Zustand der Anlage im Hinblick auf die für sie geltenden Vorschriften zu bewerten und die Einschätzung der Risiken oder Nachteile, die die Anlage für die in Artikel L.593-1 genannten Interessen darstellt, zu aktualisieren, wobei insbesondere der Zustand der Anlage, die im Laufe des Betriebs gewonnenen Erfahrungen, der Wissensstand – einschließlich der Erkenntnisse zum Klimawandel und seinen Auswirkungen – sowie die für ähnliche Anlagen geltenden Vorschriften zu berücksichtigen sind*".

Die Überprüfung betrifft zum einen die Einhaltung der geltenden Vorschriften und zum anderen die Neubewertung der Risiken sowie die Beurteilung der Nachteile, die die INB für die geschützten Interessen mit sich bringt: Sicherheit, Gesundheit und öffentliche Hygiene oder den Schutz der Natur und der Umwelt (Artikel L.593.1 des Umweltgesetzbuchs).

Alle neuen Maßnahmen, die EDF ergriffen hat, um die angestrebten Ziele zu erreichen und den Forderungen der ASN nachzukommen, sind Teil eines groß angelegten Industrieprogramms, das die Auswirkungen auf die Menschen und die bestehenden Organisationen an den Kernkraftwerksstandorten berücksichtigt.

Die Schlussfolgerungen von EDF zu den drei Bereichen „Risiken", „Nachteile" und *„Weiterbetrieb nach 40* Jahren" sind im Folgenden zusammengefasst. Sie wurden im Jahr 2020 im Rahmen der Ständigen Arbeitsgruppe für Reaktoren geprüft, womit die generische Phase der 4. periodischen Überprüfung abgeschlossen wurde. Nach Abschluss dieser generischen Phase und nach Anhörung der Öffentlichkeit hat die ASN zu den von EDF als Reaktion auf die Ziele der Überprüfung vorgesehenen Maßnahmen Stellung genommen; sie hat (Entscheidung Nr. 2021-DC-0706) generische Vorgaben erlassen, die die von EDF geplanten wesentlichen Verbesserungen regeln und zusätzliche Maßnahmen einführen, die von der ASN als notwendig erachtet werden. EDF wird jährlich die im Laufe des Vorjahres umgesetzten Maßnahmen sowie die noch ausstehenden Maßnahmen und deren Zeitplan vorlegen.

❖ **Bereich Risiken**

Die 4. RP 900 ermöglichte es gemäß ihren ursprünglichen Zielen, die Konformität des Blocks Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais mit den zu Beginn der Überprüfung geltenden Auslegungsvorgaben zu überprüfen und anschließend neue Anforderungen, die weit über die bisherigen Anforderungen hinausgingen, in diese Vorgaben aufzunehmen. Im Hinblick auf diese neuen Anforderungen hat sich EDF vergewissert, dass die bei der Auslegung vorgesehenen Sicherheitsmargen es der Anlage ermöglichten, diese zu erfüllen, und hat, sobald erforderlich, Maßnahmen ergriffen, damit die Anlage und die beteiligten Organisationen diese Anforderungen erfüllen konnten.

Die in diesem Rahmen umgesetzten Prozesse gewährleisten, dass die Anlagen den zum Zeitpunkt der Abweichung geltenden Anforderungen entsprechen, die sich aus der Abschaltung für die Zehnjahresinspektion ergaben, welche einen wichtigen Schritt der in Artikel L.593-18 des Umweltgesetzbuchs vorgesehenen regelmäßigen Überprüfung darstellt.

Im Hinblick auf die Konformität:

- Der Prozess zur Bearbeitung von Abweichungen mit Auswirkungen auf die Sicherheit ermöglichte es, vor der im Anschluss an die Zehnjahresinspektion festgestellten Abweichung alle diese Abweichungen zu analysieren und zu bearbeiten, mit Ausnahme von 11 Abweichungen, bei denen die getroffenen Maßnahmen die Einhaltung der von der ASN erlassenen Vorschrift [CONF-A] gewährleisten.
- Die ECOT-Kontrollen, die Ergänzungen zur ECOT und die Systemüberprüfungen ermöglichten es, den Konformitätsstatus der Anlagen zu überprüfen und bei Bedarf Korrekturmaßnahmen umzusetzen,
- Die durchgeführten ergänzenden Untersuchungen werden dazu beitragen, die Angemessenheit des Instandhaltungshandbuchs zu bestätigen,
- Die Ereignisse, für die ein ESS von Stufe 1 oder höher auf

INES-Skala oder eines ESE im Zusammenhang mit dem Flüssigkeitssicherheitsbehälter gemeldet wurden, sind alle behoben, mit Ausnahme von drei ESE, für die Übergangsmaßnahmen umgesetzt wurden, bis eine dauerhafte Lösung gefunden ist, um deren Auswirkungen auf die Umwelt zu kontrollieren.

Unter Berücksichtigung der im Rahmen des 4. RP 900 getroffenen Maßnahmen erfüllt EDF die Ziele der Sicherheitsneubewertung für die Reaktoren der CPY-Generation:

- Bei Unfällen ohne Kernschmelze ermöglichen die getroffenen Maßnahmen die Einhaltung der Sicherheitskriterien der Unfallstudien und zielen darauf ab, radiologische Folgen zu erreichen, die keine Schutzmaßnahmen für die Bevölkerung erfordern. Darüber hinaus ermöglichen diese Maßnahmen die Bewältigung der Sicherheitsherausforderungen, die sich aus der Berücksichtigung der Betriebsbedingungen und der Bedienerfristen des deterministischen Auslegungsreferenzrahmens für den EPR-Reaktor von Flamanville 3 ergeben. Die probabilistischen Sicherheitsanalysen der Stufe 1 zeigen eine allgemeine Verbesserung des Ergebnisses gegenüber der vorherigen Überprüfung (Verringerung des Gesamtrisikos einer Kernschmelze in der Größenordnung von 30 %);

- Was die Beanspruchungen betrifft, so gewährleisten die getroffenen Maßnahmen die Robustheit der Anlagen gegenüber den im Rahmen der Überprüfung neu bewerteten Beanspruchungsniveaus sowie gemäß den internationalen Empfehlungen, indem die Anlagen auf den Stand der fortschrittlichsten europäischen Standards für bestehende Reaktoren gebracht werden. Darüber hinaus konnten die zugehörigen probabilistischen Sicherheitsanalysen der Stufe 1 die Robustheit der Anlagen bestätigen, indem ein Risiko einer Kernschmelze in der Größenordnung von einigen 10^{-5} pro Jahr und Reaktor abgeschätzt wurde;

- Für das Brennelementbecken sorgen die getroffenen Maßnahmen dafür, dass das Risiko einer Freilegung der Brennelemente bei unbeabsichtigten Entleerungen und einem Verlust der Kühlung äußerst unwahrscheinlich ist. Die Einrichtung einer mobilen Kühlvorrichtung ermöglicht es, die Kältequelle zu diversifizieren und die Wiederherstellung der Kühlung des Brennelementbeckens im Siedebetrieb zu verstärken, wodurch die Auslegung der Reaktoren der CPY-Baureihe derjenigen der EPR-Reaktoren von Flamanville 3 angenähert wird;

- Bei Unfällen mit Kernschmelze tragen die getroffenen Vorkehrungen, insbesondere die „Noyau Dur“-Maßnahmen, dazu bei, das Risiko früher und umfangreicher Freisetzungen äußerst unwahrscheinlich zu machen und dauerhafte Auswirkungen auf die Umwelt zu vermeiden. „Noyau Dur“ stützt sich auf Strukturen, Systeme und Komponenten sowie auf organisatorische Maßnahmen, die von EDF im Rahmen der nach dem Unfall von Fukushima dauerhaft im Kraftwerkspark eingesetzten Mittel umgesetzt wurden.

Was die konventionellen Risiken betrifft, so zeigen die am Kernkraftwerk Blayais durchgeführten Studien, dass diese Risiken im Hinblick auf die geschützten Interessen unter Kontrolle sind.

❖ **Abschnitt „Nachteile“**

Das Kernkraftwerk Blayais ist so organisiert, dass die Einhaltung der für es geltenden Vorschriften gewährleistet ist: Der erste Teil dieses Abschnitts über die Nachteile zeigt, dass das Kernkraftwerk Maßnahmen ergreift, um die Nachteile, die es für die geschützten Interessen mit sich bringt, zu bewältigen.

Die aktualisierte Bewertung der Beeinträchtigungen, die das Kernkraftwerk Blayais für die geschützten Interessen mit sich bringt, zeigt, dass angesichts der ökologischen Herausforderungen und der lokalen Einschränkungen des Kernkraftwerks dessen Gesamtumweltleistung es ermöglicht, die Gesamtheit der umgesetzten Maßnahmen als gleichwertig mit den besten verfügbaren Techniken anzusehen.

Die Analyse der Daten zur chemischen, ökologischen und radiologischen Umweltüberwachung in der Umgebung des Kernkraftwerks zeigt, dass die Auswirkungen des Kernkraftwerks Blayais auf die Umwelt vernachlässigbar sind.

Die Auswertung der Daten zur chemischen und radiologischen Überwachung der Böden und des Grundwassers im Umfeld des Kernkraftwerks Blayais ergab Überschreitungen der Untersuchungs- und Aktionsgrenzwerte bei bestimmten Parametern sowie Tritiummarkierungen im Grundwasser, die Gegenstand von Bewirtschaftungsmaßnahmen sind.

Das Kernkraftwerk Blayais ist so organisiert, dass die Kontrolle und das Management der Wiederaufbereitung von Abfallgebinden gewährleistet sind.

Die Analyse der Überprüfung der Einleitungsgrenzwerte für regulierte Stoffe zeigt, dass die Einleitungsgrenzwerte für die in der Tabelle im Anhang zu Artikel
R. 211-11-1 des Umweltgesetzbuchs sowie der derzeit in Prüfung befindlichen gesetzlichen Grenzwerte mit den betrieblichen Anforderungen der Reaktoren vereinbar sind.

Die Auswertung der durchgeführten Messungen zeigt, dass die Lärmpegel des Kernkraftwerks Blayais den Vorschriften entsprechen.

Somit lässt die vierte regelmäßige Überprüfung des Reaktors Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais (INB Nr. 86) den Schluss zu, dass die vom Betreiber getroffenen organisatorischen und materiellen Vorkehrungen den Schutz der in Artikel L. 593-1 des Umweltgesetzbuchs genannten Interessen vor Beeinträchtigungen gewährleisten.

❖ **Bereich „Weiterbetrieb“**

Das im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung durchgeführte Programm zur Bewältigung von Alterung und Veralterung basiert auf den seit langem durchgeführten Maßnahmen in den Bereichen Forschung und Entwicklung sowie der Überwachung der Anlagen im Betrieb. Während der Abschaltung VD4 wurden eingehende Untersuchungen der Ausrüstungen und Strukturen durchgeführt, um deren Eignung für den weiteren Betrieb zu überprüfen.

Das Programm zur Überprüfung der Eignung von mechanischen und elektrischen Anlagen unter Unfallbedingungen (MQCA) ermöglichte es, die Aufrechterhaltung dieser Eignung über die 4. periodische Überprüfung hinaus nachzuweisen.

Auf der Grundlage dieser Programme kommt die Überprüfung zu dem Schluss, dass Block 2 des Kernkraftwerks Blayais nach 40 Jahren betriebsfähig ist.

Der vorliegende Bericht zeigt, dass alle Maßnahmen, die im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung der CPY-Stufe umgesetzt wurden – die mit der 4. Zehnjahresinspektion begann und mit der Einführung der Phase B sowie der Phase „Ergänzungen“ fortgesetzt wird, es dem Block Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais ermöglichen, einen angemessenen Schutz der in Artikel L.593-1 des Umweltgesetzbuchs genannten Interessen zu gewährleisten.

Mit der Übermittlung des vorliegenden Berichts an die für die nukleare Sicherheit zuständigen Minister und an die Behörde für nukleare Sicherheit wird der Verpflichtung zur regelmäßigen Überprüfung dieses Reaktors gemäß Artikel L.593-62 des Umweltgesetzbuchs nachgekommen.

ANHANG

Bereits umgesetzte Änderungen

Akte	Bezeichnung	Thema
PNPE1032	Austausch der Schaltschränke RPE (Entlüftungen, Entlüftungsöffnungen und nukleare Abluftanlagen) / RRI (Zwischenkühlung) – Schutz vor interner Überflutung	Einwirkungen
PNPE1044	Leistungserhöhung der 380-V-Niederspannungsschaltanlagen	Aufrechterhaltung der Eignung unter Unfallbedingungen
PNPE1049	Erhöhte Erdbebensicherheit von Brandschutztüren	Einwirkungen (Erdbeben)
PNPE1068 Band A	Einrichtung einer „Noyau Dur“-Stromverteilung	Vorgaben für den Kernbereich
PNPE1069	DVN (allgemeine Belüftung des Gebäudes für nukleare Hilfseinrichtungen): Verbesserung der Klimatisierung der Räume der Kältemaschinen DEG (Kaltwassererzeugung)	Einwirkungen
PNPE1070	Verbesserung der Klimatisierung des Lüftungs- und Klimatisierungssystems in den Räumen des Elektrikgebäudes (DVL MT-BT)	Einwirkungen
PNPE1073	Einrichtung einer „Noyau Dur“-Steuerung für die vorhandenen Anlagen	Vorgaben für den Kernbereich
PNPE1108 Band A	Abwasserrückhaltung und Abdichtung von Durchführungen für den Fall einer internen Überflutung	Einwirkungen
PNPE1118	Erdbebensicherung der Raumlüftung – Wärmetauscher	Einwirkungen (Erdbeben) und Maßnahmen Kernbereich (Robustheit)
PNPE1122	Aufrechterhaltung der Eignung von Schränken für Notstromaggregate	Aufrechterhaltung der Eignung unter Unfallbedingungen
PNPE1131	Verdichtung der elektrischen Architektur der Steuer- und Leistungskabelkanäle	Systemüberprüfung
PNPE1132	Austausch der Notbeleuchtungsanlagen im Kontrollraum	Aufrechterhaltung der Eignung unter Unfallbedingungen
PNPE1141	Modifikation der Innenteile der Regelventile des Bypass-Systems der Hauptturbine mit Entlastung in in die Atmosphäre (GCT-a) zur Erhöhung ihrer Durchflusskapazität.	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPE1144	Schutzmaßnahmen für den konventionellen Inselbereich gegen interne Überflutung	Einwirkungen
PNPE1152	Ersatz der Stromversorgung durch den Turbo-Notstromgenerator durch eine Versorgung über den Diesel-Notnotstromgenerator	Unfälle ohne Kernschmelze

Akte	Bezeichnung	Thema
PNPE1166	Einbau einer elektrischen Anlage, die es ermöglicht, den Notstromdiesel bei Bedarf durch den Notstromdiesel des benachbarten Blocks zu ersetzen	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPE1167 Band A	Keine Entlastung der REA-Wasserpumpen und bestimmter Heizelemente des Druckhalters	Systemüberprüfung
PNPE1167 Band B	Änderung der Verriegelung zwischen RRA und ASG	Systemüberprüfung
PNPE1174	Einbau einer DVP-Belüftung in den CFI-/CRF-Räumen	Angriffe (Großbrand)
PNPE1191	Erdbebensicherung der Kabeltrassen	Angriffe
PNPE1213	Dichtungsvorrichtung für die Antriebswelle der Filtertrommeln bei äußerer Überflutung	Einwirkungen (Externe Überflutung)
PNPE1215	Austausch der Relais TEC1804 und TEC1808	Aufrechterhaltung der Qualifizierung unter Unfallbedingungen
PNPE1216	Änderung an der Steuerkette der SEBIM-Ventile, um jegliches Risiko eines unbeabsichtigten Öffnens im Falle eines Brandes in den Elektroräumen zu vermeiden	Angriffe
PNPE1220	Verstärkung der Halterungen an Kaltquellensystemen zur Erdbebensicherheit	Belastungen (Erdbeben)
PNPE1225	Austausch der vertikalen Anzeigen und Aufzeichnungsgeräte im Kontrollraum	Aufrechterhaltung der Qualifizierung unter Unfallbedingungen
PNPE1243	Austausch der elektrischen Stellantriebe der Ventile des Kaltwassererzeugungs- und -verteilungssystems im Elektroraum: DEL 040 / 048 / 054 VD	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen
PNPE1258 Band J	Einrichtung der ASG-ND-Anlage und der festen Nachspeiseleitung für das Schwimmbecken BK durch SEG	Vorgaben für den Kernstamm
PNPE1264	Austausch eines Kabels des ETY-Systems	AG-Qualifizierung
PNPE1277 Bände A und C	Brandschutz für Kabel	Angriffe
PNPE1279	Schutz vor innerem Hochwasser in den Räumen des Trakts B im 4. Stock des Elektrikgebäudes – Bodenablauf	Angriffe
PNPE1330 Band A	Explosionsschutz in den Batterieräumen: Einbau eines passiven autokatalytischen Rekombinators (RAP)	Gefahren (Explosion)
PNPE1335	Ausfallsicherheit der automatischen Abschaltung des CRF bei einer durch Erdbeben verursachten Überschwemmung	Beeinträchtigungen (Überschwemmung)

Akte	Bezeichnung	Thema
PNPE1449	Reinigung der Abwässer des BR	Angriffe
PNPE1348 Band C	Alternative SEU	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPP1012	Umbau und Sanierung der SGZ-Gasanlagen zur Anpassung an die Vorgaben des Referenzrahmens „Explosion Interne“	Angriffe
PNPP1092	Brandschutz der RCV-Pumpenräume	Angriffe
PNPP1123	Einrichtung der Füllstandsmessung hinter der Filteranlage mit Auslösung der Produktionspumpen bei sehr niedrigem Filterstufen-Füllstand.	Angriffe auf die Kaltwasserquelle
PNPP1196	Umfassende Modernisierung der Brandmeldeanlage	Angriffe
PNPP1289	Dimensionierung des Siphonbrechers an der Druckleitung des Kühlsystems des Brennelementbeckens	Brennstoffbecken
PNPP1371	Verbesserung der Zuverlässigkeit der Isolierung der thermischen Barrieren GMPP	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPP1401	Verdopplung der statischen Dichtung des BR-Brennstoffbeckens	Brennstoffbecken
PNPP1402	Automatisches Schließen des Ventils PTR 001 VB am NTB-Pool zur Deaktivierung	Brennstoffbecken
PNPP1403	Motorisierte Absperrung des Ventils PTR 728 VB	Brennstoffbecken
PNPP1419	Einrichtung eines AAR bei Erdbeben	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPP1442	Zuverlässigkeit und Angemessenheit der KRT-Aktivitätsmessungen	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen
PNPP1474	Druckmessung an RIS-Akkumulatoren – breiter Messbereich	Brennstoffbecken
PNPP1483	Austausch der KRT-Ketten	Aufrechterhaltung der Materialqualifikation
PNPP1485	Austausch der KRT-Ketten VVP / Stickstoff 16	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen
PNPP1541	Einrichtung eines Systems zur Sammlung von Abwässern bei einem Unfall mit Kernschmelze (einschließlich EAS014VB)	Maßnahmen für den Kernfall und Unfälle mit Kernschmelze

Akte	Bezeichnung	Thema
PNPP1546	Fortführung der EAU-Beobachtung im Hinblick auf das DAO	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPP1549	Sichere Positionierung eines Brennelementbündels	Brennstoffbecken
PNPP1595	Modifikation der SEBIM-Ventilköpfe	Vorschriften für den Kernbereich
PNPP1631	Verstärkung der Sichtfenster der Schleusen des Reaktorgebäudes	AG-Zulassung
PNPP1666	Notfall-Dieselaggregat	Kern-Hardcore-Maßnahmen, Unfälle mit Kernschmelze und Brennstoffbecken
PNPP1675	Schutz vor extremen Überschwemmungen durch direktes Ablassen auf die Plattform	Angriffe
PNPP1679	Erdbebensichere Verstärkung der TOR-Maßnahmen (NB, NTB) des Brennelementbeckens.	Maßnahmen für den harten Kern
PNPP1688 Band C	Einführung einer Kernsteuerung für die neuen Anlagen	Vorschriften für den Kernbereich
PNPP1709	Austausch der SIERS-Ventile und Verriegelung der manuellen RPE-Ventile	Angriffe
PNPP1722	Begleitheizung und Wärmedämmung der ASG-Behälter-Versorgungsleitung durch SER im Maschinenraum	Angriffe
PNPP1760	Optimierung der Messkette für die Filtration und die Auslösung der zugehörigen Produktionspumpen sowie Erstellung einer Übersicht zur Verfolgung des Rohwasserflusses im Kontrollraum	Korrosionsschäden an der Kaltwasserquelle
PNPP1780	Automatisierung der Ablassventile des BR-Beckens	Maßnahmen für den harten Kern
PNPP1797	Einbau eines Borometers am Auslass des chemisch-volumetrischen Kontrollsystems (RCV)	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPP1811	Einrichtung eines EAS-ND-Systems zur Wassereinspeisung in den Primärkreislauf und zur Ableitung der Restleistung aus dem Reaktorbehälter	Vorschriften für den Kernbereich
PNPP1838	RPN-Modernisierung: Neue Architektur und Funktionen des RPN (Messung der Kernleistung).	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen
PNPP1864	Einrichtung einer festen Nachfüllvorrichtung für die Abdeckplane des Notstromversorgungssystems der Dampferzeuger (ASG) durch die Brandschutzsysteme JP*	Unfälle ohne Kernschmelze

PNPP1870	Verstärkung der Erdbebensicherheit der Entlüftungsvorrichtung des U5-Containers für Erdbeben der Stufe SMHV	Unfälle mit Kernschmelze

Akte	Bezeichnung	Thema
PNPP1871	Weiterentwicklung (Modernisierung, Verdichtung) des RPR-Systems (Reaktorschutzsystem): Weiterentwicklung der RPR-Funktion und des RPR-Testers, Austausch der Schalter im SdC	Aufrechterhaltung der Qualifizierung unter Unfallbedingungen
PNPP1873	Weiterentwicklung des Prozessinstrumentierungssystems SIP-P – Neuparametrierung der RPR-Schwellenwerte	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPP1898	Erdbebensicherheit der BR-Polbrücken im Hardcore-Szenario	Vorschriften für den Kernbereich (Robustheit)
PNPP1907 außer Band N	Entwicklung eines vielseitigen mobilen Kühlsystems PTRbis	Kernbestimmungen
PNPP1917	Austausch der Vorfiltergitter, um sie widerstandsfähig gegen den Einfluss „massiver Ansammlung von Verstopfungsmaterial“ zu machen	Belastungen durch die Kältequelle
PNPP1926	Anwendung des WENRA-Erschwerungsfaktors für die Wasserstoffdetektion	Belastungen
PNPP1944	Verstärkung des peripheren Schutzes gegen externe Überschwemmungen im Blayais	Einwirkungen (externe Überschwemmung)
PNPP1946	Einbau einer Klappe am Lüftungskanal des Behälterschachts	Aufrechterhaltung der Qualifikation für Unfallbedingungen
PNPP1947	Modernisierung der Strahlenschutz-Messketten KRT	Aufrechterhaltung der Qualifizierung unter Unfallbedingungen
PNPP1950	Einbau eines Doppelbodens in den Relaisräumen	Systemüberprüfung
PNPP1951	Einbau von Überspannungsschutzgeräten	Belastungen
PNPP1955	Verbesserung der Kühlung von Dieselmotoren	Überprüfung der Systeme
PNPP1976	Einrichtung einer Vorrichtung zur Trockenverteilung und Stabilisierung des Coriums unter Wasser	Maßnahmen bei Kernschmelze und Unfälle mit Kernschmelze
PNXX1721	Verbesserung der Zuverlässigkeit der Steuerung der Druckhalterventile	Unfälle mit Kernschmelze
PNXX1746	Erkennung von Corium und Betrieb des H^2-Rekombinators bei hohen Temperaturen	Unfälle mit Kernschmelze
PNXX1752	Analoge Füllstandsmessung im BK-Becken	Brennstoffbecken

PNRL1035	Austausch der Magnetventile K1 MB&MT und der Endschalter	Aufrechterhaltung der Qualifizierung der Geräte

Akte	Bezeichnung	Thema
PNRL1817	Weiterentwicklung des Messsystems durch Hinzufügen eines Filters zum Durchschnittstemperatursignal (SIP-C)	Unfälle ohne Kernschmelze
PNRL1823	Austausch der Motoren der Diesel-Luftkühler LHP/LHQ	Angriffe
PNRL1829	Erhöhung der benötigten REA-Bor-Menge und Erhöhung der freien TEP-Menge	Unfälle ohne Kernschmelze
PNRL1831	Austausch der Sirenen im Kontrollraum	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter
PNRL1835	Aktualisierung der Parameter für die automatische Verschmutzungsüberwachung der RRI/SEC-Wärmetauscher	Angriffe
PNRL1844	Standortspezifische Auslegung für die ultimative Kaltquelle: Zufahrtsrampen zur Kaltquelle	Maßnahmen für den Kernbereich
PNRL1845	Austausch von Niederspannungsmotoren	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen
PNRL1846	Beseitigung des Risikos einer Umgehung des volumetrischen Schutzes in der Pumpstationen	(Überschwemmung)
PNRL1849	Aufrechterhaltung der Eignung der DVL- und DVC-Register – CPY	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen
PNRL1879	Austausch der elektrischen Schütze der Ventilatoren des Lüftungssystems der elektrischen Gebäude durch Schütze mit Verriegelung	Unfälle ohne Kernschmelze
PNRL1894	Austausch der Temperaturfühler des Primärkreislaufs im Kaltzweig	Unfälle mit Kernschmelze
PNRL1895	Verbesserung der Zuverlässigkeit der Steuerung des Ventils des Übertragungsrohrs für das Schließen unter Durchfluss	Systemüberprüfung
PNRL1903	ASG-Nachspeisung durch JP*	Unfälle ohne Kernschmelze
PNRL1924	Erdung der DVN-Kanäle für die Belüftung der Jodräume	Angriff
PNRL1928	Einstellung des Auslöseschwellenwerts für die Umwälzpumpen	Angriff
PNRL1933	Erdbebensicherung der Sodamischanlage	Systemüberprüfung
PNRL1946	Austausch der mikroporösen Wärmedämmungen vom Typ „Microtherm®“	Unfälle ohne Kernschmelze

Dossier	Bezeichnung	Thema
PNRL1954	Anbringung von Sicherheitsringen an den Isolierungen der Rohrleitungen, die die Sicherheitsinjektionsspeicher mit dem Hauptkreislauf verbinden, sowie an der Expansionsleitung des Druckhalters	Unfälle ohne Kernschmelze (Zuverlässigkeitsverbesserung Rückführung der BR-Sumpfbecken)
PNRL1955	Betriebsänderung – Änderung der Sollwert-Einstellung der DVN-Lufterhitzer	Angriffe
PNRL1976	Betriebsänderung – Änderung der Schwellenwerte für den BK-Sumpf zur Leckagesammlung EAS014VB	Kernvorschriften und Unfälle mit Kernschmelze Kern

Änderungen mit Frist Phase A

Akte	Bezeichnung	Thema
PNPE1032	Austausch der Schaltschränke RPE (Entlüftungen, Entlüftungsöffnungen und nukleare Entlüftungsanlagen) / RRI (Zwischenkühlung) – Schutz vor innerem Hochwasser	Einwirkungen
PNPE1044	Leistungserhöhung der 380-V-Niederspannungsschaltanlagen	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen
PNPE1069	DVN (allgemeine Belüftung des Gebäudes für nukleare Hilfseinrichtungen): Verbesserung der Klimatisierung der Räume der Kältemaschinen DEG (Kaltwassererzeugung)	Einwirkungen
PNPE1070	Verbesserung der Klimatisierung des Lüftungs- und Klimatisierungssystems in den Räumen des Elektrikgebäudes (DVL MT-BT)	Einwirkungen
PNPE1073	Einrichtung einer „Noyau Dur“-Steuerung für die vorhandenen Anlagen	Maßnahmen für den „Noyau Dur“
PNPE1108 Band A	Abwasserrückhaltung und Abdichtung von Durchführungen für den Fall einer internen Überflutung	Einwirkungen
PNPE1118	Erdbebensicherung der Raumlüftung – Wärmetauscher	Einwirkungen (Erdbeben) und Maßnahmen Kernbereich (Robustheit)
PNPE1122	Aufrechterhaltung der Eignung von Schränken für Notstromaggregate	Aufrechterhaltung der Eignung unter Unfallbedingungen
PNPE1131	Verdichtung der elektrischen Architektur der Steuerungs- und Leistungskabelkanäle	Systemüberprüfung
PNPE1132	Austausch der Notbeleuchtungsanlagen im Kontrollraum	Aufrechterhaltung der Qualifikation für Unfallbedingungen

Akte	Bezeichnung	Thema
PNPE1141	Modifikation der Einbauten der Regelventile des Bypass-Systems der Hauptturbine mit Entlastung in die Atmosphäre (GCT-a) zur Erhöhung ihrer Durchflusskapazität.	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPE1144	Schutzmaßnahmen für den konventionellen Reaktorblock gegen interne Überflutung	Angriffe
PNPE1152	Ersatz der Stromversorgung durch den Turbo-Notstromgenerator durch eine Versorgung über den Diesel-Notnotstromgenerator	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPE1166	Einbau einer elektrischen Architektur, die den Austausch des Notstromdiesels durch den Notstromdiesel des benachbarten Blocks, falls erforderlich	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPE1167 Band A	Keine Umschaltung der REA-Wasserpumpen und bestimmter Heizelemente des Druckhalters	Systemüberprüfung
PNPE1174	Einbau einer DVP-Belüftung in den CFI-/CRF-Räumen	Angriffe (Große Heiße)
PNPE1191	Erdbebensicherung der Kabeltrassen	Angriffe
PNPE1213	Dichtungsvorrichtung für die Antriebswelle der Filtertrommeln bei externer Überflutung	Einwirkungen (externe Überflutung)
PNPE1215	Austausch der Relais TEC1804 und TEC1808	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen
PNPE1216	Änderung an der Betätigungskette der SEBIM-Ventile, um jegliches Risiko eines unbeabsichtigten Öffnens im Falle eines Brandes in den Elektroräumen zu vermeiden	Angriffe
PNPE1220	Verstärkung der Halterungen an Kaltquellensystemen zur Erdbebensicherheit	Belastungen (Erdbeben)
PNPE1225	Austausch der vertikalen Anzeigen und Aufzeichnungsgeräte im Kontrollraum	Aufrechterhaltung der Eignung unter Unfallbedingungen
PNPE1243	Austausch der elektrischen Stellantriebe der Ventile des Kaltwassererzeugungs- und -verteilungssystems im Elektroraum: DEL 040 / 048 / 054 VD	Aufrechterhaltung der Eignung unter Unfallbedingungen
PNPE1258 Band J	Einbau der ASG-ND-Vorrichtung und der festen Nachspeiseleitung für das Schwimmbecken BK durch SEG	Maßnahmen des Kernteams
PNPE1264	Austausch eines Kabels des ETY-Systems	AG-Qualifizierung
PNPE1279	Interner Hochwasserschutz der Räume der Trasse B im 4. Stock des Elektrikgebäudes – Bodenablauf	Angriffe
PNPP1012	Umbau und Sanierung der SGZ-Gasversorgungsanlagen zur Anpassung an die Vorgaben für den internen Explosionsschutz	Angriffe

Akte	Bezeichnung	Thema
PNPP1123	Einrichtung der Messung des Füllstands hinter der Filteranlage mit Auslösung der Förderpumpen bei sehr niedrigem Füllstand hinter der Filteranlage.	Beeinträchtigungen durch die Kaltwasserquelle
PNPP1442	Zuverlässigkeit und Angemessenheit der KRT-Aktivitätsmessungen	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen
PNPP1541	Einrichtung eines Systems zur Sammlung von Abwässern bei einem Unfall mit Kernschmelze (einschließlich EAS014VB)	Kernbestimmungen und Unfälle mit Kernschmelze
PNPP1595	Modifikation der SEBIM-Ventilköpfe	Bestimmungen zum Kernbereich
PNPP1631	Verstärkung der Sichtfenster der Schleusen des Reaktorgebäudes	AG-Zulassung
PNPP1688 Band C	Einführung einer Kernsteuerung für die neuen Anlagen	Bestimmungen zum Kernbereich
PNPP1709	Austausch der SIERS-Ventile und Verriegelung der manuellen RPE-Ventile	Angriffe
PNPP1722	Begleitheizung und Wärmedämmung der ASG-Behälter-Versorgungsleitung durch SER im Maschinenraum	Angriffe
PNPP1760	Optimierung der Messkette für die Filtration und die Auslösung der zugehörigen Produktionspumpen sowie Erstellung einer Übersicht zur Verfolgung des Rohwasserflusses im Kontrollraum	Beeinträchtigungen durch die Kaltwasserquelle
PNPP1811	Einrichtung eines EAS-ND-Systems zur Wassereinspeisung in den Primärkreislauf und zur Ableitung der Restleistung aus Reaktorbehälters	Bestimmungen zum Kernbereich
PNPP1838	RPN-Modernisierung: Neue Architektur und Funktionen des RPN (Messung der Kernleistung).	Aufrechterhaltung der Qualifizierung unter Unfallbedingungen
PNPP1864	Einrichtung einer ortsfesten Nachfüllvorrichtung für die Abdeckung des ASG-Notversorgungssystems für (ASG) durch die Brandschutzsysteme JP*	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPP1871	Weiterentwicklung (Modernisierung, Verdichtung) des RPR-Systems (Reaktorschutzsystem): Weiterentwicklung der RPR-Funktion und des RPR-Testgeräts, Austausch der Schalter im Reaktorkern	Aufrechterhaltung der Qualifizierung unter Unfallbedingungen
PNPP1873	Weiterentwicklung des Prozessinstrumentierungssystems SIP-P – Neuparametrierung der RPR-Schwellenwerte	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPP1898	Erdbebensicherheit der BR-Polbrücken im Hardcore-Szenario	Maßnahmen für den Kernbereich (Robustheit)
PNPP1907 außer Band N	Entwicklung eines vielseitigen mobilen Kühlsystems PTRbis	Bestimmungen zum Kernbereich

PNPP1946	Einbau einer Klappe am Lüftungskanal des Behälterbrunnens	Aufrechterhaltung der Qualifikation für

Akte	Bezeichnung	Thema
		Unfallbedingungen
PNPP1947	Modernisierung der Strahlenschutz-Messketten KRT	Aufrechterhaltung der Qualifikation für Unfallbedingungen
PNPP1950	Einbau eines Doppelbodens in den Relaisräumen	Systemüberprüfung
PNPP1951	Einbau von Überspannungsschutzgeräten	Störgrößen
PNPP1976	Einbau einer Vorrichtung zur Trockenausbreitung und Stabilisierung des Coriums unter Wasser	Maßnahmen für den Kern und Unfälle mit Kernschmelze
PNRL1817	Weiterentwicklung des Messsystems durch Hinzufügen eines Filters zum Durchschnittstemperatursignal (SIP-C)	Unfälle ohne Kernschmelze
PNRL1823	Austausch der Motoren der Diesel-Luftkühler LHP/LHQ	Störgrößen
PNRL1829	Erhöhung der benötigten REA-Bor-Menge und Erhöhung der freien TEP-Menge	Unfälle ohne Kernschmelze
PNRL1831	Austausch der Sirenen im Kontrollraum	Aufrechterhaltung der Qualifikation für Unfallbedingungen
PNRL1835	Aktualisierung der Parameter für die automatische Verschmutzungsüberwachung der RRI/SEC-Wärmetauscher	Störgrößen
PNRL1844	Standortspezifische Auslegung für die ultimative Kaltquelle: Zufahrtsrampen zur Kaltquelle	Maßnahmen für den Kernbereich
PNRL1845	Austausch von Niederspannungsmotoren	Aufrechterhaltung der Qualifikation für Unfallbedingungen
PNRL1846	Beseitigung der Risiken einer Umgehung des volumetrischen Schutzes in der Pumpstation	Einwirkungen (externe Überflutung)
PNRL1849	Aufrechterhaltung der Qualifizierung der DVL- und DVC-Klappen – CPY	Aufrechterhaltung der Qualifizierung unter Unfallbedingungen
PNRL1879	Ersatz der elektrischen Schütze der Ventilatoren des Lüftungssystems der elektrischen Gebäude durch Schütze mit Verriegelung	Unfälle ohne Kernschmelze
PNRL1894	Austausch der Temperaturfühler des Primärkreislaufs im Kaltzweig	Unfälle mit Kernschmelze

PNRL1895	Verbesserung der Zuverlässigkeit der Steuerung des Ventils des Übertragungsrohrs für das Schließen unter Durchfluss	Systemüberprüfung

Dossier	Bezeichnung	Thema
PNRL1933	Erdbebensicherung der Sodamischanlage	Zeitschrift „Systèmes“
PNRL1955	Betriebsänderung – Änderung der Sollwert-Einstellung der DVN-Lufterhitzer	Korrosionsbeanspruchungen
PNRL1976	Betriebsänderung – Änderung der Schwellenwerte für den BK-Sumpf zur Leckagesammlung EAS014VB	Kernvorschriften und Unfälle mit Kernschmelze Kern

Änderungen mit Frist bis Phase B

Akte	Bezeichnung	Thema
PNPE1108 Band B	Abwasserrückhaltung und Abdichtung von Durchführungen für den Fall einer internen Überflutung	Einwirkungen
PNPE1115	Befehl zur automatischen Reaktorabschaltung bei Erdbeben und Meldung eines signifikanten Erdbebens, erdbebensicher Kernbereich	Vorschriften für den Kernbereich
PNPE1119	Passiver Schutz des Reaktorblocks vor Tornados	Vorschriften für den Kernbereich (Erdbebensicherheit)
PNPE1128	„Alles-oder-Nichts“-Füllstandsmessungen im Reaktorbecken	Kernbestimmungen (Informationen zur Notbetriebsführung)
PNPE1167 Band B	Diesel-Leistungsbilanz: Keine Entlastung der Stellantriebe und Implementierung einer Verriegelung zwischen der Notstromversorgung der Dampferzeuger (ASG) und der Kühlung im Stillstand (RRA)	Systemüberprüfung
PNPE1171	Sanierung der KRT-Anlage für hohe Gamma-Strahlung im Reaktorgebäude	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen
PNPE1189	Einbau einer Entnahmevorrichtung für das Primärmedium im Stillstandszustand stromabwärts des CEPP-Wärmetauschers (Dichtkreislauf der Primärpumpen) zur Vermeidung des Risikos einer heterogenen Verdünnung durch CEPP-Leckagen	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPE1238	Erhöhung der Erdbebensicherheit der Heizölbehälter bei Erdbeben, die das SMS überschreiten, durch Hinzufügen von Längsanschlägen	Einwirkungen
PNPE1277 Bände B und D	Brandschutz für Kabel	Einwirkungen
PNPE1285	Erdbebensicherheit ND von Kabeltrassen	Vorschriften für den Kernbereich (Erdbebensicherheit)

PNPE1298	Robustheit des Kerns – Informationen zur Wirksamkeit der Hochdruckborierung	Kernbestimmende Bestimmungen (ND-Leitungsdaten)

Akte	Bezeichnung	Thema
PNPE1302	Unterdrückung von Gleichtaktstörungen und Reduzierung der Wärmebelastung durch PFG/PFL-Kabel mittels Umwicklung	Einflüsse
PNPE1305	Einrichtung einer robusten Erkennung einer H1-Situation bei Erdbeben (Hardcore)	Maßnahmen für den Kernbereich (Informationen ND-Leitung)
PNPE1323	Verstärkung des Schornsteins des BAN gegen SMS, starken Wind und Tornado der Stärke EF2	Einflüsse
PNPE1332	Erdbebensicherheit der Rohrleitungen (k. A.)	Maßnahmen für den Kernbereich (Stabilität)
PNPE1333	Erdbebensicherung des Kernbereichs des Hauptprimärkreislaufs, des Hauptsekundärkreislaufs und der Halterungen – DRR (Behördliches Referenzdossier)	Kernbestimmungen (Robustheit)
PNPE1336	RRB-Verfolgung und Austausch der Füllstandsmessungen der PTR-Abdeckung	Kernbestimmungen (Robustheit)
PNPE1337	Einrichtung von Alarmsystemen an kritischen Türen, um sicherzustellen, dass Brandschutztüren geschlossen bleiben	Gefährdungen (Brand)
PNPE1338	Verhinderung des Lufteintritts in das Abgasbehandlungssystem – Ankopplung der TEP-Absperrung an den Sauerstoffmesser TEG	Einflüsse
PNRS1024	Einbau einer Anschlussmanschette am SGZ (Gasspeicher) zum RCV-Behälter	Einflüsse
PNPE1258 außer Band J	Installation der ASG-ND-Vorrichtung und der festen Nachspeiseleitung für das BK-Becken durch SEG	Maßnahmen für den Kernbereich
PNPE1347	Austausch der elektrischen Stellantriebe EAS 014 VB und PTR 021 VB sowie Austausch des Schaltschranks EAS 013 CX	Qualifizierung von AG und SND
PNPE1357	Erdbebensicherheit (ND) der elektrischen Ausrüstung und der Steuerungs- und Kontrollsysteme	Kernbestimmungen (Robustheit)
PNPE1358	Widerstandsfähigkeit der Lüftungssysteme gegen SND und Tornados – Kernvorschriften	Kernbestimmungen (Robustheit)
PNPE1359	Erhöhung des Drucks in den Akkumulatoren des RIS-Systems	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPE1387	Einrichtung einer Coriumausbreitungsdetektion im RIC-Raum (Reaktorkerninstrumentierung) und Notstromversorgung über den DUS (Diesel-Notstromaggregat) für das Thermoelement zur Coriumausbreitungsdetektion im RIC-Raum	Unfälle mit Kernschmelze
PNPE1393	Steuerung des H2-Ventils bei Erkennung eines JDT (Gefahr eines brennenden Strahls)	Einflüsse
PNPE1395	Änderungen zur Berücksichtigung mechanischer Folgewirkungen auf Kernkomponenten (Verstärkung von Strukturen)	Kernbestimmungen (Robustheit)
PNPE1405	Änderung des Brandschutzes in SDP aufgrund der PEPSSI-Studien	Einflüsse

Akte	Bezeichnung	Thema
PNPE1412	Einbau von 220-V-Steckdosen in der Notfallinsel, die über das DUS mit Notstrom versorgt werden	Maßnahmen des Kernteams (für das Krisenmanagement)
PNPE1420	PEPSSI – Austausch von Brandschutztüren	Übergriffe
PNPE1442	Betriebsänderung: Zugänglichkeit – Einsatz von Selbststeuerungszellen zur Bedienung der RCV-RIS vom BL aus (gleichzeitige Einspeisung ISHP)	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPE1444	Passiver Brandschutz – Behandlung von Durchführungen und Fugen	Angriff
PNPE1445	Einbau eines Stoßschutzes zum Schutz von zwei RRI-Leitungen (Zwischenkühlung) vor dem Öffnen einer Tür im Raum NA381 (interne Explosion) sowie Einbau eines Peitschenhiebschutzrahmens zum Schutz einer REN-Leitung im Reaktorgebäude	Übergriffe
PNPE1471	Austausch von Ventilen oder Ventildichtungen an EAS-ND-Totarmen (7 Ventile)	AG-Qualifizierung
PNPE1477	Einbau eines Überspannungsschutzes in die Sekundärseite der Hilfstransformatoren (BLA und GRA) oder in die Freiluftstationen von SLB und CRU (ggf. auch CHB und DAM)	Störereignisse (Blitzschlag)
PNPE1478	Störfestigkeit der Messtechnik gegenüber dem SND	Anordnung des Kernbereichs
PNPE1481	Behandlung der nicht am DUS-Dach befestigten Elemente	Anordnung des Kernbereichs
PNPE1486	Elektrische Robustheit AG/ND RCV 430 SM und EAS 002 VB	Anordnung des Kernbereichs
PNPP1688 Band D	Einführung einer Hardcore-Steuerungs- und Regelungstechnik für neue Geräte	Kernanordnungen
PNPP1824	Hinzufügung einer analogen Füllstandsmesskette für den BK-Brennstoffpool	Kernbestimmungen (Information zur ND-Steuerung)
PNPP1907 Band N	Einrichtung eines diversifizierten mobilen Kühlsystems PTRbis	Kernanordnungen
PNPP1913	Erdbebensicherheit des Kernbereichs der Brücken des Brennstoffgebäudes	Bestimmungen Kernbereich (Stabilität)
PNPP1925	Verbesserung der elektrischen Isolierung zwischen der Polaritätseinheit und den digitalen Eingängen des KIT (zentrale Informationsverarbeitung)	Bestimmungen zum Kernbereich (Robustheit)
PNPP1926	Anwendung des WENRA-Erschwerungsfaktors für die Wasserstoffdetektion	Übergriffe
PNPP1932	Einbau einer Entnahmestelle an der doppelten Ummantelung der Sicherheitsinjektionssysteme RIS und des Sprühsystems EAS für endoskopische Probenahme.	Unfälle ohne Kernschmelze

Akte	Bezeichnung	Thema
PNPP1945	Errichtung einer von DVN belüfteten Umhüllung zur Eindämmung der RPE-Ventile mit lokalem Jodrisiko NA 414	Nachteile
PNPP1949	Einbau einer Brandschutzwand zwischen den PTR-Pumpen zur physikalischen Trennung der beiden PTR-Leitungen	Brennstoffbecken
PNRL1803	Einbau einer „Noyau Dur“-Wassernachspeisung am Becken des Reaktorgebäudes und dessen Dampfauslass: Vorrichtung zur Offenhaltung der Schleuse BR 0 m	Maßnahmen für den „harten Kern“
PNRL1896	Austausch der Dichtungen einer Klappe des Stickstoffspeicher- und -verteilungssystems (RAZ034VZ)	AG-Qualifizierung
PNRL1925	Behandlung von Brandrisiken durch Management neuer Brandlasten	Aggressionen
PNRL1957	Absenkung der Sperrkurve der Gruppe R infolge der Einbeziehung von Wasserwänden in die Sicherheitsstudien	Unfälle ohne Kernschmelze

Änderungen bei Ablauf der Frist Phase Ergänzungen

Akte	Bezeichnung	Thema
PNPE1362	Installation von festen Ein- und Absaugleitungen im Reaktorgebäude, mobile Ersatzvorrichtung für das EAS-ND und Rückführung der Abwässer vom BK zum BR	Unfälle mit Kernschmelze
PNPE1386	Einrichtung einer Messstelle im Sumpfbereich des Reaktorgebäudes	Unfälle mit Kernschmelze
PNPE1427	Einsatz einer Injektionspumpe an den Dichtungen der Primärpumpenaggregate „Harter Kern“ (PJ-ND)	Anordnung des „harten Kerns“
PNPE1446	Entfernung der DVC-CPY-Auswüchse an den geraden Blöcken	Systemüberprüfung
PNPE1459	Verbesserung der Langzeitkühlung bestimmter Räume im Elektroraum, darunter der Notfallbereich, im Falle eines Ausfalls der Kältequelle	Anordnung des „harten Kerns“
TCDI0083	Schutz der Komponenten der „Breitbereichs“-Messkette für den Druck im Eindämmungsvorrichtungen in den wichtigsten Schalträumen des Sicherheitsstrangs B	Angriffe (Brandstiftung)
PNPE1068 Band C	Austausch des Schaltschranks LLJ001CR	Angriffe (Brandstiftung)
PNPP1976	Verstärkung der Wände zwischen dem internen Instrumentenraum des Reaktorkerns (RIC)	Anordnung des „harten Kerns“
TCDI19070	Einrichtung einer Notlösung für den Ausfall der LUU-Schalttafel zur Betätigung der EAS-ND-Ventile	Angriffe (Brandstiftung)
TCDI0222	Maßnahme zur Gewährleistung der Ausfallsicherheit der Steuerung (RCM) der Regelventile ASG012/014/016VD unter Kernbereichsbedingungen vom Kontrollraum aus	Anordnung des „harten Kerns“

Spezifische Programmierungsänderungen

Akte	Bezeichnung	Thema	Programmierung spezifisch
PNPE1049	Erhöhte Erdbebensicherheit von Brandschutztüren	Einwirkungen (Erdbeben)	
PNPE1280	Erhöhung der Wellenbrecherwand	Einwirkungen (externe Überschwemmung)	Dezember 2027
PNPE1330	Explosionsschutz in den Batterieräumen (Einbau eines passiven autokatalytischen Rekombinators und/oder Verbesserung der Zuverlässigkeit der Stromversorgung der Lüftungsanlage)	Belastungen	Band B: spätestens in Phase B
PNPE1342	Ersatz der Faserisolierungen durch Metallisolierungen (RMI) am Fuß des Dampferzeugers;	Unfälle ohne Kernschmelze (Verbesserung der Zuverlässigkeit Rückführung der BR-Sumpfbecken)	Dezember 2027
PNPE1344	Verdopplung der automatischen Absperrung der Ansaugleitung des BK-Brennstoffbeckens durch PTR-Ventile.	Brennstoffbecken	Juli 2029
PNPE1377	Verstärkung der Dichtheit der des Entlüftungssystems des U5-Behälters bei einem Erdbeben der Stufe SMS	Unfälle mit Kernschmelze	Juli 2029
PNPE1410	Einbau von Natriumtetraborat-Körben in die Sumpfbecken des Reaktorgebäudes	Unfälle mit Kernschmelze	Juli 2029
PNPE1443	Verstärkung eines Trichters im BK	Brennstoffbecken	
PNPP1196	Umfassende Sanierung der Brandmeldeanlage	Belastungen	
PNPP1232	Einbau von Sprühdüsen in den TEG-Kompressorräumen der CPY-Stufe	Belastungen	2025 und spätestens in Phase B
PNPP1485	Austausch der KRT-VVP-/Stickstoff-Ketten 16	Aufrechterhaltung der Qualifikation für Unfallbedingungen	40 Jahre nach der Installation (spätestens)
PNPP1675	Schutz vor extremen Überschwemmungen durch direktes Ablassen auf die Plattform	Belastungen	
PNPP1679	Seismische Verstärkung der Maßnahmen auf TOR-Ebene (NB, NTB) des Brennelementbeckens.	Maßnahmen für den harten Kern	Vor der Vorgabe PISC-B-I
PNPP1683	Weiterleitung der Blockdaten an die lokale Krisenzentrale	Querschnittlich	Ende 2026

PNPP1714	Einrichtung einer Wasserquelle für die Nachspeisung des Kerns (Hard Core)	Unfälle ohne Kernschmelze	Dezember 2024
PNPP1723	Einrichtung einer Winterumwälzung für nicht robuste Standorte in einer Frasil-Situation	Beeinträchtigungen der Kaltwasserquelle	November 2027

Akte	Bezeichnung	Thema	Programmierung spezifisch
PNPP1770	Lokale Krisenzentrale von Blayais	Übergreifend	Ende 2026
PNPP1780	Automatisierung der Ablassventile des BR-Schwimmbeckens	Anordnungen „Noyau Dur“	
PNPP1797	Einbau eines Durchflussmessers am Auslass des chemischen und volumetrischen Kontrollsystems (RCV)	Unfälle ohne Kernschmelze	
PNPP1870	Verstärkung der Erdbebensicherheit der Entlüftungsvorrichtung des U5-Behälters für Erdbeben der Stufe SMHV	Unfälle mit Kernschmelze	
PNPP1917	Austausch der Vorfiltergitter, um sie widerstandsfähig gegen den massiven Zustrom Eintreten von Verstopfungsmaterial“	Belastungen der Kaltwasserquelle	Dezember 2024
PNPP1944	Verstärkung des peripheren Hochwasserschutzes gegen externe Überschwemmungen im Blayais	Beeinträchtigungen (externe Überschwemmung)	
PNPP1955	Verbesserung der Kühlung der Dieselmotoren	Systemüberprüfung	
PNRL1927	Beseitigung der Risiken durch volumetrischen Bypass-Schutz	Beeinträchtigungen (externe Überschwemmung)	Dezember 2027
PNRL1947	Austausch der Faserisolierungen vom Typ „Protect 1000S“ für Hilfsleitungen mit einem Durchmesser von 50 Millimetern oder mehr, bei denen im Falle eines Bruchs im Hauptprimärkreis Fasern freisetzen könnten	Unfälle ohne Kernschmelze (Zuverlässigkeitsverbesserung der Umwälzung in den BR-Sammelbecken)	Dezember 2027
PNRL1954	Anbringung von Sicherheitsbändern an den Wärmedämmungen der Rohrleitungen, die die Sicherheitsinjektionsspeicher mit dem Hauptkreislauf verbinden, sowie an der Expansionsleitung des Druckhalters	Unfälle ohne Kernschmelze (Zuverlässigkeitsverbesserung der Umwälzung in den BR-Sammelbecken)	
PNRL1990	Erhöhte Erdbebensicherheit des JP*-Brandbekämpfungsnetzes	Belastungen	Phase B und bis Ende 2027

GLOSSAR

Abkürzungen	Bezeichnung
Wichtigste elementare Systeme	
ANG	Normale Versorgung der GV
APG	Entlüftungssystem der Dampferzeuger
ARE	Regelung des Speisewasserdurchflusses
ASG	Notstromversorgungssystem für Dampferzeuger
ASG-ND	Sekundärkühlung des Kerns
CFI	Filtration des Kreislaufwassers
CRF	Umwälzwasser
CSI	Isolierung des Kreislaufwasserkreislaufs
CTE	Aufbereitung des Kreislaufwassers
DCA	Explosionsschutzsystem für Lüftungsanlagen
DCC	Klimaanlage für den Kontrollraum und die Nebenräume
DEB	Verteilungssystem für Kalt- und Warmwasser in Verwaltungsgebäuden und Nebengebäuden
DEG	Anlage zur Erzeugung und Verteilung von Kaltwasser für den Kernkraftwerksblock
DEL	System zur Erzeugung und Verteilung von Kaltwasser für das Elektrikgebäude
DMK	Fördersystem im BK
DMR	Fördersystem im BR
DSL	Sicherheitsbeleuchtung
DTV	Übertragung – Telefon – Personensuche
DUV	Raumlüftungssystem des DUS
DVC	Raumlüftungs- und Klimaanlage – Leitwarte und Sonstiges
DVD	Lüftungs- und Klimaanlage der Räumlichkeiten – Dieselräume
DVE	Raumlüftungs- und Klimaanlage – Verkabelungsdeck
DVF	Rauchkontrollsystem für elektrische Räume
DVG	Lüftungssystem für die Steuerungen der ASG-Aggregate und -Pumpen
DVH	Notbelüftungssystem für Räume – Ladepumpenräume
DVI	Belüftung der RRI-Räume
DVK	Raumlüftungs- und Klimaanlage – Brennbares Gebäude
DVL	Raumlüftungs- und Klimatisierungssystem – Elektrisches Gebäude
DVN	Raumlüftungs- und Klimatisierungssystem – Gebäude für nukleare Hilfsanlagen
DVP	Lüftungs- und Heizungssystem der Pumpstation
DVS	Lüftungssystem für die Maschinenräume der EAS- und RIS-ISBP-Pumpen – Gebäude der Notstromversorgung
DVT	Klimaanlage für die Wasseraufbereitung
DVW	Belüftung der Nebenräume
EAS	Wasserbesprühungssystem im Sicherheitsbehälter
EAS-ND	System zur Ableitung der Restleistung aus dem Sicherheitsbehälter
EAU	Messtechnik im Sicherheitsbehälter (Überwachung und seismische Messungen)
EBA	Lüftungssystem mit offenem Kreislauf für den Reaktorblock im Stillstand im Reaktorgebäude
ECF	Dichtheitsprüfung der Durchführungen und Schleusen des Sicherheitsbehälters
EPP	Dichtheit der Durchführungen des Sicherheitsbehälters – Dichtheitsprüfung

Abkürzungen	Bezeichnung
ETS	Versorgung mit entmineralisiertem Wasser
ETY	Druckentlastungssystem für den Reaktor – Überwachung des Wasserstoffgehalts im Falle eines Unfalls
EVC	Belüftungssystem für den Behälterschacht
EVF	Internes Belüftungs- und Filtersystem des Reaktorgebäudes
GCTa	Bypass-System der Hauptturbine mit Ableitung in die Atmosphäre
GSE (CP1) / GRE (CP2)	Turbinensicherungen (CP1) / Turbinenregelung und -steuerung (CP2)
JDT	Brandmeldeanlage
JPC	Erdbebensichere Löschwasserbereitung
JPD	Feuerlöschwasserversorgung außerhalb des Kernkraftwerksgeländes
JPF	Externer Brandschutz (spezifisch für Gravelines)
JPI	Brandschutz des Kernkraftwerksbereichs
JPL	Brandschutz der elektrischen Räume
JPP	Löschwassererzeugung
KCO	Multifunktionale Elemente im Zusammenhang mit der Nutzung der zentralen Schaltanlage
KER	Sammlung, Kontrolle und Ableitung flüssiger Abfälle aus dem Kernkraftwerksbereich
KHY	Wasserstoffdetektion im Gebäude der nuklearen Hilfsanlagen
KIS	Seismische Messtechnik
KPR	Notausstiegstür
KPS	Sicherheitsplatte
KRG	Allgemeine Regelung
KRT	Strahlenschutzmaßnahmen
KSC	Instrumentierung im Kontrollraum
KUS	Steuerung und Überwachung des LHU-Systems
LAA	Erzeugung von 230 V Gleichstrom zur Versorgung der unterbrechungsfreien 220 VAC-Wechselrichter LNE
LBi	Erzeugung und Verteilung von 125 V Gleichstrom
LCi	Erzeugung und Verteilung von 48 V Gleichstrom
LDA	Erzeugung und Verteilung von 30 V Gleichstrom für die Regelung
LGi	6,6-kV-Verteilung ohne Notstromversorgung
LHA/B	Verteilung 6,6 kV Wechselstrom, mit Notstromversorgung
LHC	6,6-kV-Verteilung mit Notstromversorgung
LDi	30-V-Gleichstrom-Verteilung
LHP/Q	6,6-kV-Wechselstrom-Notstromversorgung (Stromaggregate)
LHT	Diesel-Notstromaggregat
LHU	6,6-kV-Notstromversorgung (autonome Stromquelle – DUS)
LKi	Verteilung 380 V ohne Notstromversorgung
LLi	380-V-Verteilung mit Notstromversorgung
LNi	Erzeugung und Verteilung von 220 V Wechselstrom
LUU	Erzeugung und Verteilung von 380 V Notstrom
PMC	Brennstoffhandhabungssystem
PTR	System zur Wasseraufbereitung und -kühlung der Becken
RAZ	Stickstoffspeicher- und -verteilungssystem (für nukleare Zwecke)
RCP	Primärkreislauf

Abkürzungen	Bezeichnung
RCV	Chemisches und volumetrisches Regelsystem
REA	Wasser- und Bor-Nachfüllsystem
TEG	System zur Behandlung von Abgasen
TEP	Primärabwasseraufbereitungssystem
TEU	Abwasserbehandlungssystem
Wichtigste Gebäude	
BAC	Gebäude für Hilfsanlagen zur Aufbereitung
BAN	Gebäude für nukleare Hilfsanlagen
BAS	Gebäude der Sicherheitshilfskräfte
BK	Brennstoffgebäude
BL	Gebäude für die elektrischen Anlagen
BR	Reaktorgebäude
BTE	Abwasseraufbereitungsgebäude
BW	Gebäude für die Nebenräume des BR
Verschiedene Begriffe	
AAC	Heißabschaltung
AAR	Automatische Reaktorabschaltung
ACEM	Brennelemente, die gerade gehandhabt werden
IAEO	Internationale Atomenergie-Organisation
AIF	Blitzschlag-Auswirkungsanalyse
AIP	Für den Schutz von Interessen wichtige Tätigkeit
AMC	Massiver Zustrom von Ablagerungen
AN	Normaler Stillstand
AN/GV	Normale Abschaltung am Dampferzeuger
AN/RRA	Normale Abschaltung über RRA
AP	Parkangelegenheit
API	Halt wegen Einsatzes
APR	Halt zum Aufladen
APRP	Unfall mit Verlust des Primärkühlmittels
APRP 2A	Unfall mit Verlust des Primärkühlmittels – doppelt ausgefahrene Schieberklappe
APRP BI	Unfall mit Verlust des Primärkühlmittels – Zwischenbruch
ASN	Atomaufsichtsbehörde
ATEX	Explosionsfähige Atmosphäre
ATWS	Anticipated Transients Without Scram (vorhergesehene Transienten ohne automatische Reaktorabschaltung)
BLEVE	Explosion durch expandierenden Dampf aus siedender Flüssigkeit
BONNA (Rohrleitung)	Betonrohr mit Blechkern
BPVA	Fortgeschrittenes Niederdruck-Dampfsystem
BT	Niederspannung
Cb	Borkonzentration
CBAT	Betonrohr mit Blechkern
CC ND	Steuerung und Regelung mit hartem Kern
CCL	Lokales Krisenzentrum

Abkürzungen	Bezeichnung
CDG	Falsche Positionierung, Absturz von Clustern oder einer Gruppe von Clustern
CDU	Einziges Ausfallkriterium
EMV	Elektromagnetische Verträglichkeit
CFC	Zusätzliche Betriebsbedingungen
CGB	Hochwasser im großen Einzugsgebiet
CLA	Wellen
CNI	Mittelstufe
CNP	Leistungsstufe
CNPE	Kernkraftwerk zur Stromerzeugung
CNS	Neutronenquelle-Kette
CPB	Hochwasser im kleinen Einzugsgebiet
CPP	Hauptprimärkreis
CPY	Reaktorgruppe mit einer Leistung von 900 MWe ähnlicher Bauart (umfasst die Baureihen CP1 und CP2)
CSA	Lagerstätte „Centre de Stockage de l'Aube“
CSC	Spannungskorrosion
CSP	Hauptsekundärkreis
DA	Änderungsantrag
DAC	Verhaltensanalyseunterlagen
DAO	Optimales Auskultationsgerät
DAPE	Akte zur Eignung für den weiteren Betrieb
DC	Zusätzlicher Bereich oder zusätzliche Bestimmung
DCC-LH	Gemeinsame Fehlerursache der LH-Schaltanlagen
DCH	Direkte Beheizung der Sicherheitshülle
DDOCE	Verschleiß oder Funktionsstörung von Bauwerken, Kreisläufen oder Ausrüstungen
DIL	Unkontrollierte Verdünnung von Borsäure
DMCP	Vorübergehender Druckabfall im Primärkreislauf
DMRI	Maßnahmen zur Brandrisikokontrolle
DOR	Leitfaden für die regelmäßige Überprüfung
DP	Sonderantrag
DPN	Direktion für Kernenergieproduktion
DRR	Behördliches Referenzdossier
DSD	Auslegungsbebenhälfte
DSdF	Signifikante Branddauer
DUS	Notstromdiesel
EC	Abweichung von der Konformität
EN	Erforderliche Ausrüstung
ECOT	Konformitätsprüfung der Tranchen
ECP	Verfahren zur Steuerung des Primärkreislaufs
ECPE	Faktoren, die zur Umweltleistung beitragen
ECR	Äquivalent der Hüllreaktion
ECS	Ergänzende Sicherheitsbewertungen
ED	Zehnjahresprüfungen

Abkürzungen	Bezeichnung
EDA	Ausrüstung zur Abwehr von Angriffen
EDF	Électricité de France
EDG	Auswurf eines Clusters
Dominoeffekte	Ein gefährliches Ereignis, das eine oder mehrere Anlagen eines Betriebs betrifft und ein weiteres Ereignis an einer benachbarten Anlage oder einem benachbarten Betrieb auslösen könnte, was zu einer allgemeinen Verschlimmerung der Auswirkungen des ersten Ereignisses führt
Klippen-Effekt	Plötzliche Veränderung des Verhaltens einer Anlage, die ausreicht, um eine geringfügige Abweichung vom vorgesehenen Unfallszenario zu bewirken, wodurch sich die Folgen des Unfalls erheblich verschlimmern.
EIP	Wichtiger Aspekt für den Schutz der Interessen
EIPI	Wichtiger Aspekt zum Schutz der Interessen vor Nachteilen
EIPR	Wichtiger Faktor für den Schutz von Interessen gegenüber vertraglichen Risiken
EIPS	Wichtiger Aspekt für den Schutz von Interessen vor Sicherheitsrisiken (radiologische Zwischenfälle und Unfälle)
EJP	Spezifische Begründungsstudie
END	Zerstörungsfreie Prüfung
EP	Regelmäßige Prüfung
EPI	Persönliche Schutzausrüstung
EPR	European Pressurised Reactor – gehört zur dritten Generation von Kernreaktoren vom Typ Druckwasserreaktor
EPRESSI	Verfahren zur Bewertung des tatsächlichen Verhaltens von Brandschutzelementen im Brandfall
EPRI	Electric Power Research Institute
EPS	Wahrscheinlichkeitsbasierte Sicherheitsanalysen
ER	Requalifizierungsprüfung
ESP	Einfachwandige Testkammer
ESPN	Nukleare Druckbehälter
ESS	Sicherheitsrelevantes Ereignis
FAIOp	Brandbekämpfungsanweisung für den Betreiber
FARN	Nukleare Schnellreaktionskraft
FAV	Altersanalysedatenblatt
FE	Abweichungsblatt
FMGC	Wartungsblätter für den Tiefbau
FPPI	Dauerbetrieb bei mittlerer Leistung
GC	Tiefbau
GES	Notstromaggregat
GHE	Dichtungsöl für den Generator
GMPP	Primäre Motorpumpenanlage
GNU	Gaspark
GP	Ständige Expertengruppe
GPO	Ständige Leitungsgruppe
GPR	Ständige Expertengruppe für Reaktoren
GRV	Befüllung und Entleerung des Generators mit Wasserstoff
GUS – GeUS	Notstromaggregat
GV	Dampferzeuger
GVR	Ersatzdampferzeuger

Abkürzungen	Bezeichnung
H1	Vollständiger Ausfall der Kältequelle
H2	Vollständiger Ausfall der Stromversorgung der Dampferzeuger
H3	Vollständiger Ausfall der Stromversorgung
H4	Aktivierung einer gegenseitigen Unterstützung der Pumpenanlagen für die Sicherheitsinjektion und die Sprühflutung im Falle eines Unfalls
HDU	Gebäude, in dem sich der Notstromdiesel befindet
HT	Hochspannung
HTB	Hochspannung B
ICB	Wechselwirkung zwischen Corium und Beton
ICPE	Klassifizierte Anlage zum Schutz der Umwelt
IEM	Elektromagnetische Störungen
IOTA	Anlagen, Bauwerke, Bauarbeiten und Erschließungsmaßnahmen
IGALL	Internationale allgemeine Erkenntnisse zum Thema Alterung
INB	Kernkraftwerk der Basisauslegung
INSAG	Internationale Beratungsgruppe für nukleare Sicherheit
IPG	Wechselwirkung zwischen Brennstofftablette und Hülle
IPS	Wichtig für die Sicherheit, als geheim eingestuft
IPS-NC	Wichtig für die Sicherheit, nicht sicherheitsrelevant
IRSN	Institut für Strahlenschutz und nukleare Sicherheit
IS	Sicherheitsinjektion
ISBP	Niederdruck-Sicherheitsinjektion
ISHP	Hochdruck-Sicherheitsinjektion
LIE	Untere Explosionsgrenze
LLS	Notstromturbogenerator
MC	Zustandsorientierte Instandhaltung
MCG	Steuerungsmechanismen für Anlagenstränge
MDTE	Fehlende externe Spannung
MEL	Freigesetzte Masse und Energie
MFEAN 0 %PN	Fehlfunktion der normalen Wasserversorgung 0 % PN
MFEAN 100 % PN	Fehlfunktion des normalen Speisewassers 100 % PN
MLC	Lokale Krisenmaßnahmen
MQCA	Für Unfallbedingungen qualifizierte Ausrüstung
MRI	Brandrisikomanagement
MS	Systematische Instandhaltung
MTD	Beste verfügbare Technik
N4	Reaktorblock mit einer Leistung von 1450 MWe ähnlicher Bauart
ND	Harter Kern
NRO	Bewertung der Zielerreichung
NSO	Nicht ausreichend offen
NSQP	Note zur Strategie der schrittweisen Qualifizierung
OECD	Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung
OISP	Unbeabsichtigtes Öffnen eines Sicherheitsventils des Druckhalters
OISS	Unbeabsichtigtes Öffnen eines Sekundärventils bei 0 % Pn

Abkürzungen	Bezeichnung
OVCC	Beobachtungsstelle für Alterungsprozesse in der Steuerungs- und Regeltechnik
PA	Aktivierungsprodukte
PA CSTA	Aktionsplan zur Bestandsaufnahme
PAI	Brandschutz-Aktionsplan
PMOX	MOX-PARITÄT – Brennstoffmanagement
PAV	Lüftungsaktionsplan
PBES	Niedrigster Sicherheitswasserstand
PBMP	Grundprogramm zur vorbeugenden Instandhaltung
PCC	Anlagenzustands-Kategorie
PEAN	Normaler Speisewasserverlust
PEE	Prüfverfahren
PEPSSI	Bewertungsgrundsatz für die Angemessenheit der Elemente zur Brandsektorenbildung
PF	Spaltprodukte
PFG	Wahrscheinlichkeit eines Großbrandes
PFI	Starker Regen
PFL	Möglichkeit eines lokal begrenzten Brandes
PGGV	Durch starken Wind verursachte Flugkörper
PGVE	Durch extreme Winde erzeugte Geschosse
PIC	Programm für ergänzende Untersuchungen
PLMV	Lokales Programm zur Alterungsbeherrschung
PLU	Lokale Regenfälle
Pn	Nennleistung des Kerns
PNPP	Nationale stufenweise Programmierung
PPDP	Teilweiser Verlust des Primärdurchflusses
PPR	Programm zur Neuqualifizierung nach Grundsätzen
PSPR	Überwachungsstelle für Risikoprävention
PT ASN	Technische Vorschrift der ASN
PTAE	Vollständiger Ausfall der externen Stromversorgung und der Hauptdieselgeneratoren
PTC	Vollständiger Lastverlust und/oder Auslösung der Turbine
PUI	Interner Notfallplan
PV	Volumetrischer Schutz
PZR	Druckhalter
F&E	Forschung und Entwicklung
R1GP	Entfernung einer Leistungsregelungsgruppe
RAG	Alkali-Granulat-Reaktion
RAM	Stromversorgung der Steuermechanismen der Regulierbündel
RAP	Passive autokatalytische Rekombinatoren
RBPP	Blockierter Rotor einer Primärmotorpumpe
RCD	Vollständig entladener Reaktor
RCR	Bericht über die Ergebnisse der regelmäßigen Überprüfung
RDI	Risiken interner Dominoeffekte
RDP	Druckausgleichsbehälter

Abkürzungen	Bezeichnung
RECS	Ergänzende Sicherheitsbewertungsberichte
REU	Risiko einer einzelnen Explosion
REX	Erfahrungsrückmeldung
RFC	Kernschmelzrisiko
RFDP	Erzwungene Reduzierung des Primärdurchflusses
RFS	Grundlegende Sicherheitsvorschrift
RGE	Allgemeine Betriebsregeln
RGV	Austausch eines Dampferzeugers
RIE	(Explosionsrisiken durch einen großflächigen Brand externen Ursprungs)
RIGZ	Unkontrolliertes Abschalten der Regelaggregate beim Anfahren
RNP	Anstieg des Grundwasserspiegels
ROR	Bruch eines Stauwerks
RP	Regelmäßige Überprüfung
RP	Reaktor im Leistungsbetrieb
RPC	Besondere Verhaltensregeln
RSI	Interne Sulfatreaktion
RTE	Bruch einer Haupttrinkwasserleitung
RTGV	Bruch eines Dampferzeugerrohrs
RTGV3	Bruch eines Rohrs im Dampferzeuger der Kategorie 3
RTGV4	Bruch eines Dampferzeugerrohrs der Kategorie 4
RTHE	Bruch einer Hochdruckleitung
RTV	Bruch einer Dampfleitung
RTV3	Großer Bruch einer Dampfleitung
SAPA	Annahmestelle für kleine Anwendungen
SDC	Leitwarte
SDD	Auslegungsbeben
SEI	Schwelle für irreversible Auswirkungen
SEL	Liste der seismischen Ausrüstung
SELS	Schwellenwert für signifikante tödliche Auswirkungen
SF-ND	Kaltquelle mit hartem Kern
SIP C	Steuerungsteil des Prozessinstrumentierungssystems
SMHV	Historisch wahrscheinliches Erdbeben
SMS	Sicherheitsbezogenes Erdbeben
SND	Kernbeben
SO	Ausreichend offen
SOH	Soziale, organisatorische und menschliche Faktoren
SPEL	Schwellenwerte für erste tödliche Wirkungen
SRI	Referenzsituation für das Hochwasserrisiko
SSC	Strukturen, Systeme und Komponenten
TA	Hilfstransformator
TAC	Verbrennungsturbine
TAM	Hardware-Zugriffspuffer

Abkürzungen	Bezeichnung
TAS	Notstrom-Turbogenerator
Td	Temperatur für die Verfügbarkeit der Ausrüstung
TEPCO	Tokyo Electric Power Company
TFA	Sehr schwach aktiv
THE	Hochenergie-Rohrleitungen
TLD	Langzeit-Temperatur
Tnd	Temperatur ohne Materialschädigung
TOR	Alles oder nichts
TA	Hilfstransformator
TP	Haupttransformator
TRICE	Giftig, radioaktiv, entzündlich, ätzend, explosiv
TS	Abzweigtransformator
TSD	Begriff „Quelle“ – Trümmer
TTS	Serienanfangs-Tranche
U3	Endgültiges Verfahren Nr. 3 – Einrichtung mobiler Notfallmaßnahmen für die Systeme EAS und ISBP
U5	Endverfahren Nr. 5 – Druckentlastung und Filterung der freigesetzten Stoffe, anzuwenden bei langsamem Druckanstieg im Reaktorbehälter nach einem Unfall mit Kernschmelze
VD2	Zweite zehnjährige Überprüfung
VD3	Dritte zehnjährige Inspektion
VD4	Vierte zehnjährige Überprüfung
VP	Teilinspektion
WANO	Weltverband der Kernkraftwerksbetreiber
WENRA	Western European Nuclear Regulators Association
ZII	Interne Überschwemmungszonen



DOCUMENT

1

NOTE DE PRÉSENTATION

Enquête publique concernant le rapport du du 4e réexamen périodique

CENTRALE NUCLÉAIRE DU BLAYAIS - RÉACTEUR N°2

Präambel

In Frankreich erfolgt die Genehmigung zur Errichtung eines Kernreaktors durch einen Erlass des Premierministers nach Stellungnahme der Behörde für nukleare Sicherheit und Strahlenschutz (ASNR)[1]. Diese Genehmigung wird ohne Begrenzung der Betriebsdauer erteilt. Dennoch sehen die Vorschriften alle 10 Jahre eine eingehende Überprüfung der Anlage vor[2], die sogenannte regelmäßige Überprüfung, um die Voraussetzungen für die Fortsetzung des Betriebs für die folgenden 10 Jahre zu bewerten.

Für die regelmäßigen Überprüfungen von Kernreaktoren, die ihr 35. Betriebsjahr überschritten haben, sieht das Umweltgesetzbuch die Durchführung einer öffentlichen Anhörung zum Bericht[3] der Überprüfung vor.

Diese Einführungsnotiz bildet den Teil 1 der Unterlagen zur öffentlichen Anhörung zum Bericht über die 4. periodische Überprüfung des Reaktors Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais (Blayais 2). Sie wurde gemäß Artikel R. 593-62-4 des Umweltgesetzbuchs erstellt.

Im ersten Teil enthält diese Erläuterung die Kontaktdaten des Betreibers von Blayais 2, erinnert an den Gegenstand des öffentlichen Anhörungsverfahrens und ordnet die verschiedenen Unterlagen der Anhörungsakte in den allgemeinen Kontext der 4. periodischen Überprüfung dieses Reaktors ein, und zwar anhand einer Zeitleiste, die es ermöglicht, den Verlauf über mehrere Jahre hinweg nachzuvollziehen.

Der zweite Teil enthält Einzelheiten zum Kernkraftwerk Blayais.

Der dritte Teil liefert Hintergrundinformationen zum Betrieb und zur nuklearen Sicherheit eines Reaktors. Er bietet eine technische Grundlage zu den Reaktoren der 900-MWe-Klasse im Hinblick auf die in den Unterlagen der öffentlichen Anhörung dargestellten Elemente.

Die folgenden Abschnitte stellen die wichtigsten Schlussfolgerungen der 4. Überprüfung sowie die wichtigsten Maßnahmen vor, die EDF seit der 3. periodischen Überprüfung von Blayais 2 ergriffen oder vorgeschlagen hat, um den Schutz der im Umweltgesetzbuch genannten Interessen zu verbessern: öffentliche Sicherheit, Gesundheit und Hygiene sowie Natur- und Umweltschutz. Die wichtigsten Gründe, aus denen EDF diese vorschlägt, werden dort ebenfalls dargelegt. Dies umfasst beispielsweise Maßnahmen, die die Lehren aus dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima Daiichi berücksichtigen, oder auch die wichtigsten von EDF im Rahmen der 4. Überprüfung vorgeschlagenen Maßnahmen. Diese Präsentation greift den Aufbau und die Themen des Berichts zur 4. Überprüfung von Blayais 2 auf; die Aspekte Risiken, Nachteile und langfristiger Erhalt der Anlagen werden darin nacheinander behandelt. In einer für ein breites Publikum verständlichen Sprache bietet diese Präsentation somit eine Zusammenfassung des Überprüfungsberichts, der Gegenstand der öffentlichen Anhörung ist.

Schließlich findet der Leser nach einer Schlussfolgerung am Ende des Dokuments ein Glossar, das ihm ein besseres Verständnis der verschiedenen Unterlagen der öffentlichen Anhörung ermöglicht.

---

[1] Die Behörde für nukleare Sicherheit und Strahlenschutz (ASNR), die durch das Gesetz über die Organisation der Governance im Bereich der nuklearen Sicherheit und des Strahlenschutzes vom 21. Mai 2024 geschaffen wurde, hat am 1. Januar 2025 ihre Arbeit aufgenommen. Sie ist aus dem Zusammenschluss der Behörde für nukleare Sicherheit (ASN) und des Instituts für Strahlenschutz und nukleare Sicherheit (IRSN) hervorgegangen.

[2] Siehe Art. L593-18 des Umweltgesetzbuchs.

[3] Der Überprüfungsbericht (RCR) ist ein technischer Bericht, der von EDF nach jeder regelmäßigen Überprüfung erstellt und an den für die nukleare Sicherheit zuständigen Minister sowie an die Behörde für nukleare Sicherheit und Strahlenschutz übermittelt wird (*vgl.* § 1 Einleitung).

Inhaltsverzeichnis

1. **Einleitung: Das öffentliche Anhörungsverfahren und sein Kontext** 4
2. **Das EDF-Kernkraftwerk Blayais** 10
3. **Kernreaktoren: Funktionsweise und Sicherheit** 12
3.1. *Funktionsweise eines Kernkraftwerks* 12
3.2. *Die Grundlagen der Sicherheit* 14
3.2.1. Die drei Sicherheitsbarrieren 14
3.2.2. Die drei Sicherheitsfunktionen 15
3.2.3. Die mehrstufige Sicherheit 16
3.3. *Sicherheit vor Ort* 17
3.3.1. Lehren aus dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima Daiichi 17
3.3.2. Sicherheit im Reaktorgebäude 19
3.3.3. Sicherheit im Brennelementgebäude 21
3.3.4. Sicherheit im Falle einer Kernschmelze 23
4. **Risikoaspekte der Blayais-2-Überprüfung** 25
4.1. *Konformität der Anlage* 25
4.1.1. Konformitätsmanagement 26
4.1.2. Die Konformitätsprüfung der Blöcke (ECOT) 26
4.1.3. Das Programm für ergänzende Untersuchungen (PIC) 27
4.1.4. Systemkonformitätsprüfungen 27
4.1.5. Spezielle Prüfungen 28
4.2. *Neubewertung des Nuklearsicherheitsniveaus* 28
4.2.1. Die wichtigsten Bestimmungen des „harten Kerns“ 30
4.2.2. Unfälle ohne Kernschmelze 33
4.2.3. Angriffe 35
4.2.4. Lagerbecken für abgebrannte Brennelemente 42
4.2.5. Unfälle mit Kernschmelze 44
5. **Abschnitt „Nachteile“ der Blayais-2-Überprüfung** 49
5.1. *Maßnahmen im Hinblick auf die geltenden Vorschriften und die gewonnenen Erkenntnisse* 51
5.1.1. Einhaltung der Vorschriften 51
5.1.2. Zusammenfassung der gewonnenen Erfahrungen und wichtigste Maßnahmen zur kontinuierlichen Verbesserung 51
5.2. *Maßnahmen zur Aktualisierung der Bewertung der Nachteile* 59
6. **Langfristiger Erhalt der Anlagen** 61
6.1. *Bewältigung von Alterung und Veralterung* 61
6.2. *Für Unfallbedingungen qualifizierte Ausrüstung* 64
7. **Schlussfolgerung** 65
8. **Glossar** 67



1. Introduction : l'enquête publique et son contexte

Kernkraftwerk Blayais, Gironde
© Copyright EDF – Air Marine

In Frankreich erfolgt die Genehmigung zum Bau eines Kernreaktors durch einen Erlass des Premierministers nach Stellungnahme der Behörde für nukleare Sicherheit und Strahlenschutz (ASNR). Diese Genehmigung wird ohne Begrenzung der Betriebsdauer erteilt. Dennoch sehen die Vorschriften alle 10 Jahre[2] eine gründliche Überprüfung der Anlage vor, die sogenannte periodische Überprüfung, um die Bedingungen für die Fortsetzung des Betriebs in den folgenden 10 Jahren zu bewerten.

Der Bericht über die 4 periodische Überprüfung des Reaktors Nr. 2 des EDF-Kernkraftwerks Blayais (Blayais 2) mit Sitz in BP 27 in Braud-et-Saint-Louis (33820) wird einer öffentlichen Anhörung unterzogen[4]. Diese Anhörung dient dazu, die Öffentlichkeit zu informieren und ihr die Möglichkeit zu geben, Anmerkungen und Vorschläge zu formulieren.

[4] Für Überprüfungen, die nach dem 35 Betriebsjahr des Reaktors erfolgen, sieht das Umweltgesetzbuch die Durchführung einer öffentlichen Anhörung zum Bericht über diese Überprüfungen vor.

Ziele der Überprüfung: Einhaltung der Vorschriften und Verbesserung der nuklearen Sicherheit

Im Rahmen der regelmäßigen Überprüfung stellt der Betreiber sicher, dass seine Anlage in der Lage ist, den Betrieb unter Einhaltung der geltenden Vorschriften fortzusetzen. Er muss zudem – insbesondere durch Maßnahmen zur nuklearen Sicherheit – den Schutz der im Umweltgesetzbuch genannten Interessen verbessern: öffentliche Sicherheit, Gesundheit und Hygiene sowie den Schutz der Natur und der Umwelt.

Die regelmäßigen Überprüfungen umfassen einen „Risiko"- und einen „Nachteile"-Teil. Der „Risiken" betrifft die Vermeidung von Zwischenfällen oder Unfällen und die Begrenzung ihrer potenziellen radiologischen (radioaktive Freisetzungen) oder nicht-radiologischen (thermische, mechanische oder toxische Auswirkungen) Folgen. Der Teilbereich „Belästigungen" befasst sich mit der Eindämmung der Auswirkungen auf Gesundheit und Umwelt, die möglicherweise durch die Anlage im Normalbetrieb aufgrund von Wasserentnahmen und -einleitungen, Abfällen sowie durch die von ihr verursachten Belästigungen (Verbreitung pathogener Mikroorganismen, Lärm, Erschütterungen, Gerüche oder Staubaufwirbelungen) entstehen können.

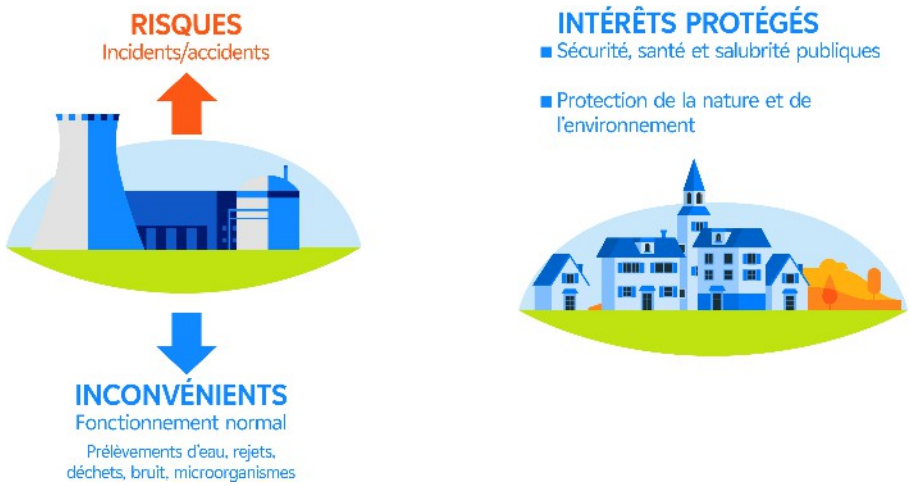


Abbildung 1. Der Schutz der Interessen vor Risiken und Nachteilen

Eine regelmäßige Überprüfung in zwei sich ergänzenden Phasen

Der französische Kernkraftwerkspark besteht aus mehreren serienmäßig gebauten Druckwasserreaktoren (REP), die sich hauptsächlich durch ihre elektrische Leistung pro Einheit unterscheiden. Seit der Einführung der regelmäßigen Überprüfungen zu Beginn des Betriebs des französischen Kernkraftwerkparks nutzt EDF die Standardisierung seiner Reaktoren nach Leistungsklassen (900-MWe-, 1300-MWe- und 1450-MWe-Klassen), um diese Überprüfungen in zwei sich ergänzenden Phasen durchzuführen. Die erste, sogenannte generische Phase, befasst sich mit Themen, die allen ähnlichen Reaktoren einer Leistungsstufe gemeinsam sind. Die zweite Phase berücksichtigt die Besonderheiten jeder einzelnen Anlage.

Für die 4. periodische Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren (RP4 900) begann die generische Phase Ende 2013 mit der Erstellung des Leitfadens zur Überprüfung (Dossier d'Orientations du Réexamen, DOR) durch EDF; darin werden die im Rahmen der Überprüfung behandelten Themen sowie die von EDF festgelegten Ziele beschrieben. Die Prüfung des DOR wurde von der Behörde für nukleare Sicherheit (seit 2025 ASNR, www.asnr.fr) durchgeführt, die ihre Ständigen Expertengruppen (GPE)[5] konsultierte. Dieser Teil „Leitlinien" der generischen Phase der periodischen Überprüfung wurde im April 2016 mit einer Stellungnahme der ASN zu den generischen Leitlinien der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren abgeschlossen, verbunden mit Anforderungen an den Betreiber EDF[6] .

Für die 4. periodische Überprüfung der 900-MWe-Kernkraftwerke (RP4 900) hat EDF als allgemeine Leitlinie festgelegt, die Ziele der nuklearen Sicherheit der Reaktoren der neuesten Generation anzustreben, wobei der EPR-Flamanville 3 als Referenzreaktor von EDF dient. Diese Leitlinie wurde von der ASN bestätigt.

Darauf folgte eine Phase, in der EDF allgemeine Studien zu den ausgewählten Themen durchführte und den Bedarf an Maßnahmen ermittelte, die zur Erreichung der Ziele umgesetzt werden müssen. Diese Phase wurde 2018 mit dem Zielerfüllungsbericht (NRO) abgeschlossen, in dem die Maßnahmen dargelegt sind, die EDF umsetzen will, um die Ziele der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren sowie die von der ASN zum Zeitpunkt der Festlegung der Leitlinien formulierten Anforderungen zu erfüllen.

*Auf Initiative des Hohen Ausschusses für Transparenz und Information zur nuklearen Sicherheit (HCTISN, www.hctisn.fr) wurde **eine öffentliche Konsultation zur generischen Phase der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren** organisiert. Sie fand vom 6. September 2018 bis zum 31. März 2019 statt und hatte zum Ziel, die Öffentlichkeit zu informieren und ihre Meinung zu den von EDF vorgeschlagenen Maßnahmen einzuholen. Die Website https://concertation.suretenucleaire.fr bleibt weiterhin zugänglich, um den Zugriff auf die Archive der Treffen und des Austauschs im Rahmen der Konsultation zu ermöglichen. Im Anschluss an diese Konsultation hat EDF gemäß den Empfehlungen des HCTISN die Lehren aus dieser öffentlichen Konsultation gezogen und diese veröffentlicht[7] .*

5 Zur Vorbereitung ihrer wichtigsten Entscheidungen in Bezug auf Fragen der nuklearen Sicherheit, des Strahlenschutzes und des Umweltschutzes stützt sich die ASNR auf die Stellungnahmen und Empfehlungen der Ständigen Expertengruppen.

6 ASN – Allgemeine Leitlinien des RP4 900 – CODEP-DCN-2016-007286 vom 20. April 2016.

7 Anlage Nr. 4 der Unterlagen zur öffentlichen Anhörung

Die allgemeine Phase wurde am 23. Februar 2021 mit der Veröffentlichung der Stellungnahme der ASN abgeschlossen, die allgemeine Vorgaben[8] enthielt, zu denen zuvor eine öffentliche Anhörung stattgefunden hatte.

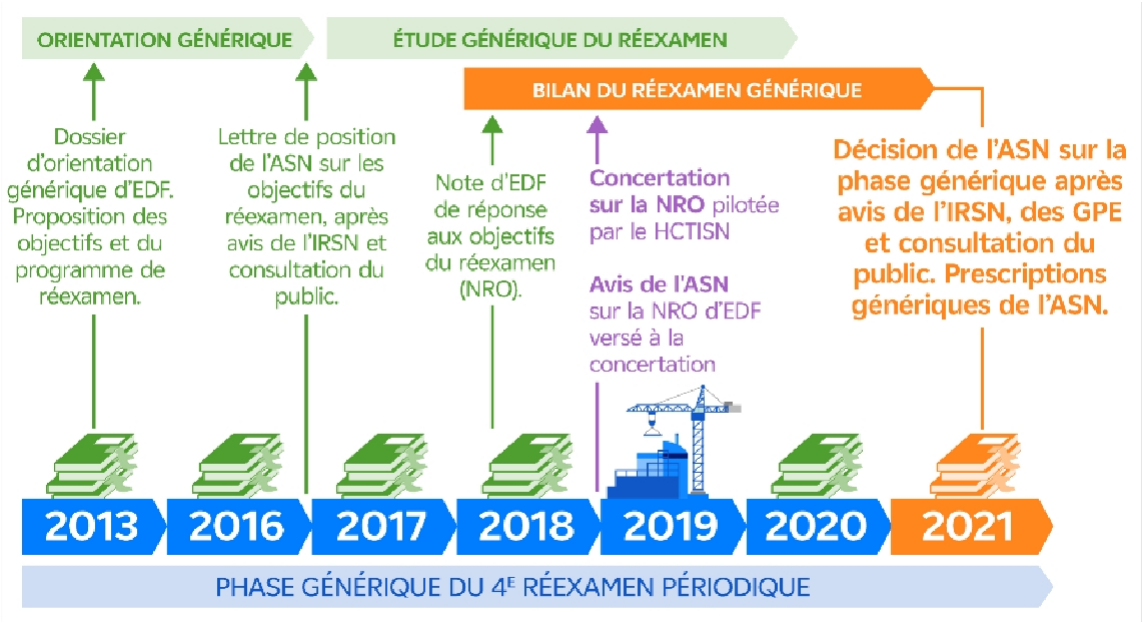


Abbildung 2. Zeitleiste der generischen Phase der 4 periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren

[8] ASN – Generische Phase der RP4 900 – Prüfungsbericht – CODEP-DCN-2021-007968 vom März 2021.
ASN – Beschluss Nr. 2021-DC-0706 der ASN vom 23. Februar 2021 zur Festlegung der für EDF geltenden Auflagen für 900-MWe-Reaktoren unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase ihrer 4 periodischen Überprüfung. https://www.asn.fr/l-asn-informe/actualites/la-poursuite-de-fonctionnement-des-reacteurs-de-900-mwe-au-dela-de-40-ans
ASN – Schreiben an EDF – Stellungnahme der ASN zur generischen Phase der RP4 900 – CODEP-DCN-2021-009580 vom 23. Februar 2021.

Die regelmäßige Überprüfung des Reaktors Blayais 2

Diese vierte periodische Überprüfung erfolgt in zwei sich ergänzenden Phasen: einer generischen Phase, die für alle Reaktoren der 900-MWe-Klasse gilt, und einer spezifischen Phase für den Reaktor Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais. Im Anschluss an die allgemeine Phase folgen über einen Zeitraum von etwa zehn Jahren (von 2019 bis 2031) die Überprüfungen jedes einzelnen der 32 Reaktoren der 900-MWe-Kernkraftwerke. Ein Überprüfungsbericht (RCR) wird von EDF an den für die nukleare Sicherheit zuständigen Minister und an die ASNR übermittelt. Dieser wird nach der zehnjährigen Reaktorinspektion erstellt, bei der Umbauten sowie Kontroll- und Wartungsarbeiten durchgeführt werden. Während dieser Abschaltung werden die zehnjährigen Prüfungen durchgeführt, wie beispielsweise die Inspektion des Reaktordruckbehälters, die hydraulische Prüfung der Kreisläufe zur Überprüfung ihrer Dichtheit sowie die Prüfung der Reaktorgebäudemantel zur Überprüfung seines einwandfreien mechanischen Verhaltens und seiner Einschlussfähigkeiten. Die folgende Zeitleiste zeigt die wichtigsten Etappen der 4. periodischen Überprüfung von Blayais 2.

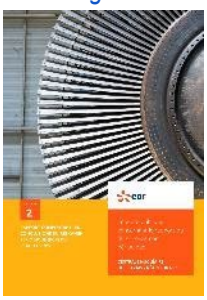


Abbildung 3. Zeitleiste der spezifischen Phase der 4. periodischen Überprüfung des Reaktors Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais.

Die öffentliche Anhörung zum Bericht über die 4. Überprüfung von Blayais 2

Die zehnjährige Überprüfung von Blayais 2 fand vom 24. Juni 2023 bis zum 31. März 2024 statt. Der Abschlussbericht der 4. periodischen Überprüfung wurde am 29. Juli 2024 von EDF an den für die nukleare Sicherheit zuständigen Minister und an die ASN übermittelt.

Die Unterlagen zur öffentlichen Anhörung im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung von Blayais 2 umfassen folgende Dokumente:

Anlage 1	Anlage 2	Anlage 3	Anlage 3bis	Anlage 4	Anlage 5
					
Vermerk zum Einleitung: Das vorliegende Dokument	Bericht zur 4. Überprüfung regelmäßigen Überprüfung von Blayais 2, **Gegenstand des öffentlichen Anhörungsverfahrens**	Beschreibung des vom Betreiber im Anschluss an die regelmäßige Überprüfung vorgeschlagene Maßnahmen	Dokument zu den Umweltauswirkungen im Zusammenhang mit dem Betrieb des Reaktors für die nächsten zehn Jahre	Bilanz der Maßnahmen durchgeführte Konsultationen zum generischen Teil der 4. (e) periodischen Überprüfung der Reaktoren mit einer Leistung von 900 MWe	Liste der Texte , die das öffentliche Anhörungsverfahren regeln, sowie dessen Verknüpfung mit dem Verfahren zur periodischen Überprüfung gemäß Artikel L. 593-19 des Umweltgesetzbuchs

Dieses Dokument (Anlage 1) stellt die wichtigsten Maßnahmen dar, die EDF am Kraftwerk Blayais 2 seit der 3. Überprüfung zur Verbesserung des Schutzes der Interessen ergriffen hat, darunter insbesondere diejenigen, die während der 4. zehnjährigen Inspektion umgesetzt wurden. Sie sind mit dem Piktogramm „Umgesetzt“ gekennzeichnet.



Außerdem werden die wichtigsten von EDF im Anschluss an die 4. Überprüfung vorgeschlagenen Maßnahmen vorgestellt. Diese sind mit dem Piktogramm „Vorgeschlagen“ gekennzeichnet.



Nach Abschluss des öffentlichen Anhörungsverfahrens berücksichtigt die Behörde für nukleare Sicherheit und Strahlenschutz die Ergebnisse des öffentlichen Anhörungsverfahrens bei ihrer Analyse des Überprüfungsberichts zu Blayais 2 und bei den von ihr erlassenen Auflagen.



2. La centrale nucléaire EDF du Blayais

EDF-Kernkraftwerk Blayais, Gironde
© Copyright EDF – Air Marine

Das Kernkraftwerk „ u Blayais“ liegt auf halbem Weg zwischen Bordeaux und Royan in der Gemeinde Braud-et-Saint-Louis. Es befindet sich inmitten eines 6.000 Hektar großen Sumpfgebiets und erstreckt sich über eine Fläche von 78 Hektar am rechten Ufer der Gironde.

Das Kernkraftwerk „u Blayais“ umfasst vier Druckwasserreaktoren (DWR) mit einer elektrischen Leistung von jeweils 900 MWe, die im offenen Kreislauf mit Wasser aus der Gironde-Mündung gekühlt werden. Die Inbetriebnahme der vier Blöcke erfolgte zwischen 1981 und 1983.

Im Jahr 2025 erzeugte das Kernkraftwerk Blayais fast 23 Milliarden Kilowattstunden kohlenstoffarmen Strom, was 50 % des jährlichen Stromverbrauchs der Region Nouvelle-Aquitaine entspricht.

EDF hat die Fortführung des Betriebs seiner Reaktoren über 40 Jahre hinaus im Investitionsprogramm „Grand Carénage“ vorgesehen. Dieses von 2020 bis 2030 umgesetzte Industrieprogramm umfasst den Austausch bestimmter Komponenten sowie zahlreiche Wartungsmaßnahmen, um das Sicherheitsniveau der Reaktoren der neuesten Generation zu erreichen.

Im Kernkraftwerk Blayais sieht das Programm „Grand Carénage“ insbesondere die Durchführung der vierten zehnjährigen Reaktorinspektionen vor, die inzwischen alle abgeschlossen sind.

Das Kernkraftwerk Blayais ist der zweitgrößte industrielle Arbeitgeber in der Gironde. Im Durchschnitt arbeiten dort täglich 1.500 EDF-Mitarbeiter und 900 Mitarbeiter von Partnerunternehmen, um die Versorgung mit CO_2-freiem, sicherem und wettbewerbsfähigem Strom zu gewährleisten.

Das Kernkraftwerk Blayais trägt zur wirtschaftlichen Entwicklung seiner Region bei und leistet Unterstützung durch seine Beschaffungspolitik, die Auswahl seiner Industriepartner sowie den Aufbau von Partnerschaften und die Abführung von Steuern und Abgaben.

Das Kernkraftwerk Blayais engagiert sich zudem stark für die Förderung seiner Berufe, die Ausbildung und den Zugang zum Arbeitsmarkt in Zusammenarbeit mit den Akteuren und Partnern der Region. Im Jahr 2025 freute sich das Kernkraftwerk Blayais, 64 neue Mitarbeiter einzustellen und 100 duale Auszubildende sowie 155 Praktikanten aufzunehmen, die eine Ausbildung in den Berufen der Kernenergie absolvierten.

Das Kernkraftwerk Blayais hat ein offenes Ohr für das Geschehen in der Region und unterstützt zahlreiche Initiativen und Vereine aus den Bereichen Lokalkultur, Sport, Kultur, Umwelt und Solidarität.

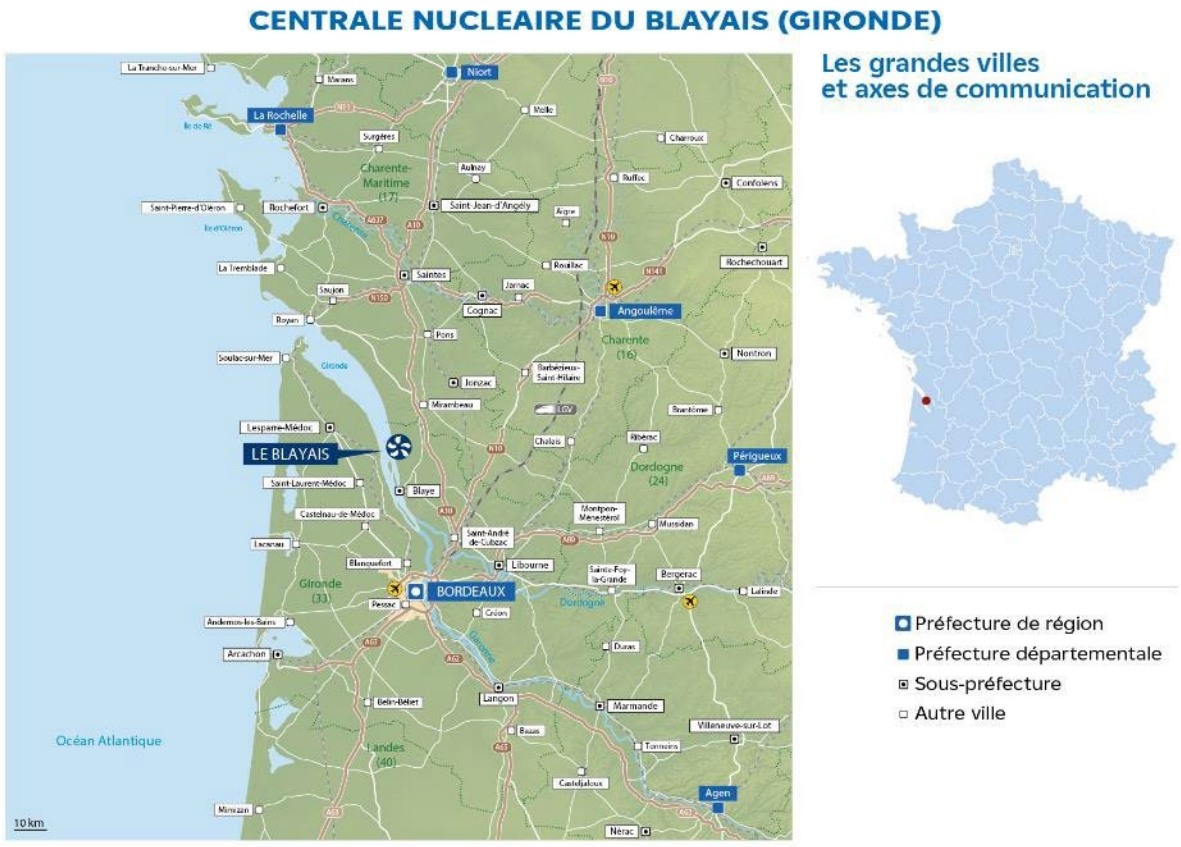


Abbildung 4. Lageplan des Kernkraftwerks Blayais



3. Les réacteurs électronucléaires : fonctionnement et sûreté[9]

EDF-Kernkraftwerk Blayais, Gironde
© Copyright EDF – Yohan Espiaube

3.1. Funktionsweise eines Kernkraftwerks

Der Betrieb eines Kernkraftwerks vom Typ Druckwasserreaktor (DWR), wie das in Le Blayais, basiert auf drei voneinander unabhängigen und dicht abgeschlossenen Wasserkreisläufen, die den Wärmeaustausch gewährleisten und dabei jeglichen Austritt radioaktiver Stoffe nach außen verhindern:

1. **Der Primärkreislauf**: Im Reaktor entsteht durch die Spaltung von Uranatomen eine große Menge an Wärme, die das um die Brennelemente zirkulierende Wasser auf 320 °C erhitzt. Das Wasser des Primärkreislaufs wird unter Druck gehalten, um ein Sieden zu verhindern. Es gibt seine Wärme an das Wasser eines zweiten geschlossenen Kreislaufs ab.
2. **Der Sekundärkreislauf**: Der Wärmeaustausch zwischen dem Wasser des Primärkreislaufs und dem Wasser des Sekundärkreislaufs erfolgt über Dampferzeuger. Das Wasser des Sekundärkreislaufs wird dabei in Dampf umgewandelt. Der Druck dieses Dampfes treibt eine Turbine an, die einen

[9] Dieser Abschnitt behandelt Grundlagen zur Funktionsweise von Kraftwerken und zur nuklearen Sicherheit, um ein besseres Verständnis der in den Teilen 4 bis 6 dieses Dokuments sowie in den anderen Unterlagen des Dossiers dargestellten Bestimmungen zu ermöglichen.

Generator antreibt. Ein Transformator erhöht die Spannung des vom Generator erzeugten elektrischen Stroms, damit dieser leichter über große Entfernungen in Höchstspannungsleitungen transportiert werden kann.

3. **Der Kühlkreislauf:** Am Ausgang der Turbine wird der Dampf des Sekundärkreislaufs mithilfe eines Kondensators, durch den kaltes Wasser zirkuliert, das aus dem Meer, aus einer Flussmündung (wie im Fall des Kraftwerks Blayais) oder aus einem Fluss entnommen wird, wieder in Wasser umgewandelt.

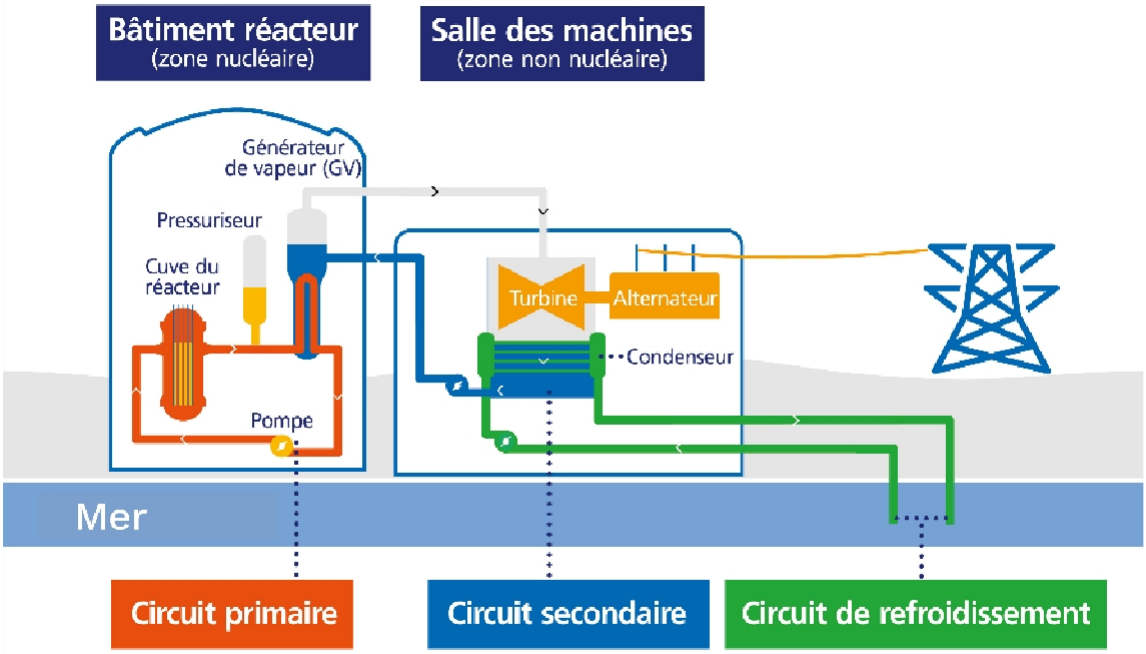


Abbildung 5. Prinzipskizze der Funktionsweise eines Kernkraftwerks ohne Luftkühlung

3.2. Die Grundlagen der Sicherheit

3.2.1. Die drei Sicherheitsbarrieren

In einem Kernkraftwerk besteht ein allgemeines Ziel der nuklearen Sicherheit darin, einen wirksamen Schutz aufzubauen und aufrechtzuerhalten, um Unfälle zu verhindern und deren Auswirkungen auf Mensch und Umwelt zu begrenzen.

Die zu diesem Zweck getroffenen Auslegungs- und Betriebsmaßnahmen umfassen Präventionsmaßnahmen, um das Auftreten einer Störsituation zu verhindern, sowie Schutzmaßnahmen, um die Folgen eines möglichen Unfalls zu begrenzen.

So tragen drei physikalische, widerstandsfähige, dichte und voneinander unabhängige Barrieren zur Eindämmung der Radioaktivität bei:

- die Hülle der Brennstäbe,
- die Hülle des Primärkreislaufs,
- der Sicherheitsbehälter.

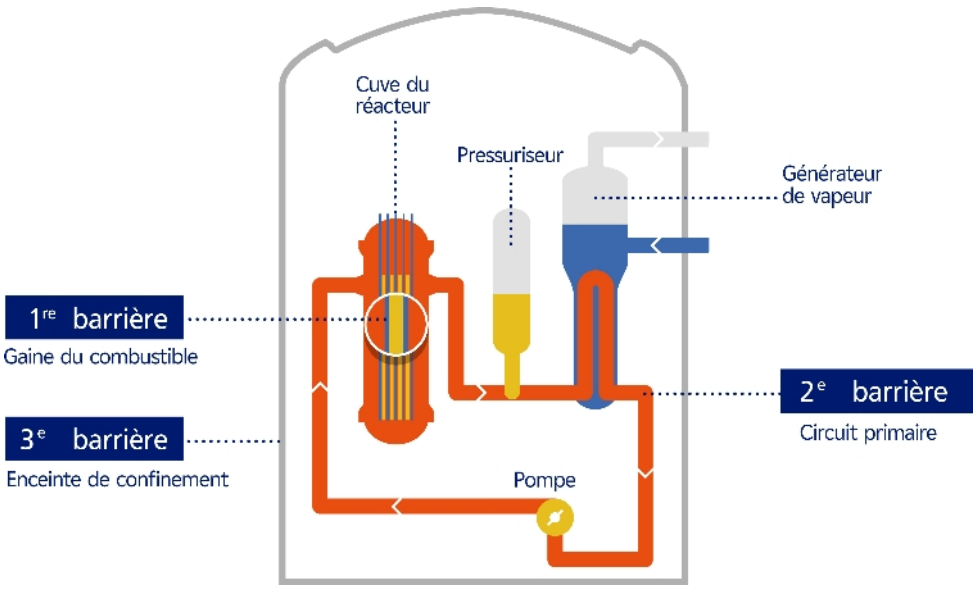


Abbildung 6. Schematische Darstellung der drei Sicherheitsbarrieren

3.2.2. *Die drei Sicherheitsfunktionen*

Um eine Beschädigung der Sicherheitshüllen zu verhindern und die radiologischen Folgen einer möglichen Beschädigung zu begrenzen, werden bereits bei der Auslegung spezielle Anlagen und Systeme vorgesehen und im Betrieb eingesetzt: Sie gewährleisten die drei „Sicherheitsfunktionen“.

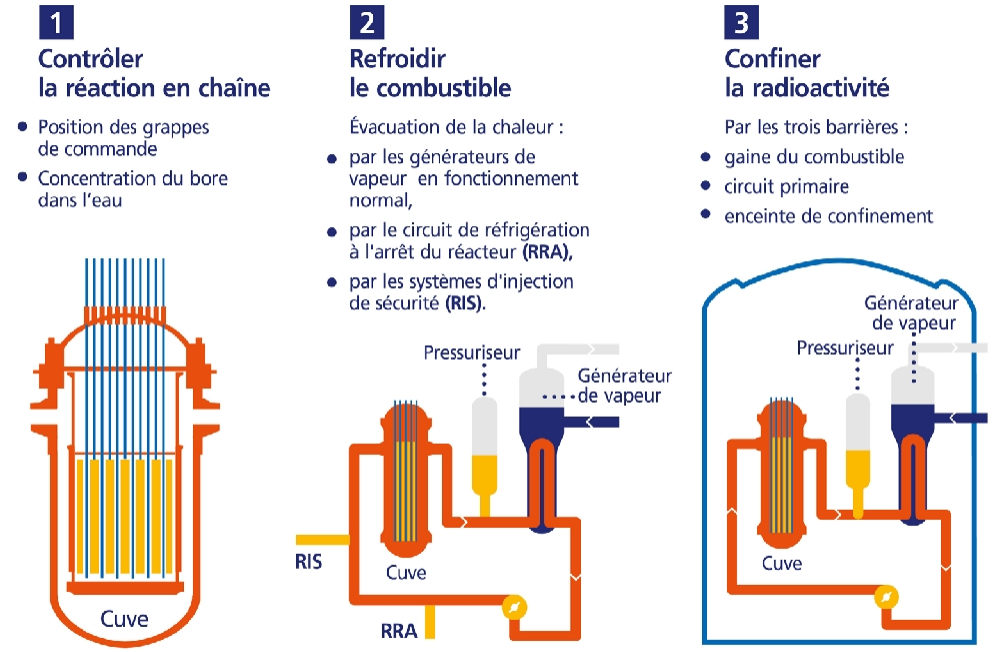


Abbildung 7. Schematische Darstellung der drei Sicherheitsfunktionen

Der „sichere“ Zustand eines Reaktors ist durch die Gewährleistung der drei Sicherheitsfunktionen gekennzeichnet:

- Kontrolle der Kernkettenreaktion im Reaktor,
- Kühlung des Brennstoffs,
- Eindämmung der Radioaktivität,

sowie die einwandfreie Funktion der Systeme, die zur Aufrechterhaltung dieser Bedingungen erforderlich sind.

3.2.3. *Die mehrstufige Sicherheitsstrategie*

Die nukleare Sicherheit basiert auf dem Konzept der mehrschichtigen Sicherheit, bei dem aufeinanderfolgende Sicherheitsstufen zum Einsatz kommen, die ausreichend unabhängig voneinander sind, um menschliche, technische und organisatorische Fehler abzufangen.

Bei der Auslegung und im Betrieb gliedert sich die mehrstufige Sicherheit in fünf Ebenen, die darauf abzielen:

1. **Störfälle zu verhindern.** Diese erste Stufe basiert auf einer robusten Auslegung und der Qualität der Fertigung. Die Betriebsorganisation gewährleistet, dass die Anlage innerhalb der Grenzen des Normalbetriebs gehalten wird. Auf materieller Ebene ermöglichen Automatismen und Regelsysteme, die Anlage innerhalb dieser Grenzen zu halten.
2. **Störfälle zu erkennen,** Maßnahmen zu ergreifen, um zu verhindern, dass sie zu einem Unfall führen, und den Normalbetrieb wiederherzustellen oder, falls dies nicht möglich ist, die Anlage in einen sicheren Zustand zu versetzen und dort zu halten.

   Diese zweite Stufe dient insbesondere dazu, die Integrität der Brennstoffhülle (die erste Barriere) und des Primärkreislaufs (die zweite Barriere) durch die Umsetzung von Schutzmaßnahmen und -systemen zur Steuerung der Sicherheitsfunktionen zu gewährleisten: automatische Abschaltung des Reaktors, zusätzliche Wasserzufuhr zur Kühlung des Reaktors...
3. Unvermeidbare **Unfälle unter Kontrolle zu bringen**, deren Verschlimmerung zu begrenzen und die Anlage wieder in einen sicheren Zustand zu versetzen und dort zu halten.

   Diese dritte Stufe stützt sich auf die Sicherheitssysteme (Sicherheitsinjektionssystem des Primärkreislaufs, Sprühsystem für den Reaktorbehälter, Notstromversorgung der Dampferzeuger) sowie auf die Unfallbetriebsverfahren und die Nationale Krisenorganisation.
4. **Bewältigung schwerer Unfallsituationen mit Kernschmelze,** die nicht unter Kontrolle gebracht werden konnten, um die Folgen für Mensch und Umwelt zu begrenzen.

   Diese vierte Stufe zielt darauf ab, die Integrität des Sicherheitsbehälters, der dritten Barriere, zu bewahren. Um dieses Ziel zu erreichen, stützt sich die Bewältigung von Unfällen mit Kernschmelze auf technische Vorkehrungen: passive Rekombinatoren zur Beseitigung der Explosionsgefahr durch Wasserstoff, der bei der Schmelze von Brennstoffhüllen entsteht, mobile Einrichtungen wie Pumpen mit eigener Stromversorgung, oder auch die letzte Filterstufe für radioaktive Ableitungen, die beim Öffnen des Sicherheitsbehälters zum Einsatz kommt, sowie auf die „Force d'Action Rapide du Nucléaire" (FARN), die aus den Erfahrungen nach dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima Daiichi hervorgegangen ist.

   Ebenfalls zu den Stufen 3 und 4 gehören die sogenannten **„Hard Core**"-Anlagen (*siehe Einzelheiten zu den Änderungen in § 4.2.1*), wie beispielsweise die Vorrichtung zur Stabilisierung des Coriums oder eine zusätzliche Stromversorgung.

Der „harte Kern" (ND) *ist eine Gesamtheit aus festen und robusten materiellen Einrichtungen, ergänzt durch mobile Mittel, die darauf abzielen, massive radioaktive Freisetzungen und dauerhafte Auswirkungen auf die Umwelt in Extremsituationen infolge einer extremen externen Naturkatastrophe zu verhindern. Dabei handelt es sich hauptsächlich um Erdbeben, externe Überschwemmungen und damit verbundene Phänomene (Blitzschlag, Hagel, starke Winde, heftige Regenfälle) sowie um Tornados.*

5. **Schutz der Bevölkerung.** Diese[5] Stufe der mehrschichtigen Sicherheit fällt in den Zuständigkeitsbereich der Behörden und entspricht der Umsetzung des Sonder-Einsatzplans (PPI) (Schutzsuche, Einnahme von Jodtabletten, Evakuierungen usw.).

3.3. Sicherheit vor Ort

Die Grundlagen der nuklearen Sicherheit werden vor Ort durch die Umsetzung von Maßnahmen umgesetzt, die bereits bei der Auslegung vorgesehen und im Laufe des Betriebs ergänzt wurden, insbesondere im Rahmen der regelmäßigen Überprüfungen unter Berücksichtigung der Erkenntnisse aus den Erfahrungen mit Kernkraftwerken in Frankreich und im Ausland sowie des Wissensfortschritts.

Für die 4 Überprüfung der 900-MWe-Kraftwerke werden daher Maßnahmen zur Verbesserung der Sicherheit umgesetzt und in Betracht gezogen, um den Erkenntnissen aus dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima Daiichi Rechnung zu tragen und ganz allgemein extreme Unfallsituationen zu antizipieren und zu bewältigen, damit massive radioaktive Freisetzungen und dauerhafte Auswirkungen auf die Umwelt vermieden werden (*siehe* Abschnitt 3.3.1).

Zur Veranschaulichung werden in den Abschnitten 3.3.2, 3.3.3 und 3.3.4 die Belastungszustände der wichtigsten Sicherheitsvorrichtungen im Reaktorgebäude und im Brennelementgebäude unter normalen Betriebsbedingungen, bei Störfällen oder Unfällen sowie im Falle extremer äußerer Einwirkungen dargestellt.

3.3.1. Lehren aus dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima Daiichi

Nach dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima Daiichi im März 2011 in Japan hat EDF eine Reihe von Maßnahmen geprüft, um seine Anlagen so zu verstärken, dass sie natürlichen Einwirkungen standhalten können, deren Ausmaß weit über die Auslegungsannahmen der Reaktoren hinausgeht. Diese Maßnahmen gliedern sich wie folgt:

› eine reaktive Phase von 2012 bis 2015, in der EDF Folgendes einsetzte:

- die „Force d'Action Rapide du Nucléaire" (FARN), bestehend aus 300 geschulten EDF-Mitarbeitern, die bereit sind, an jedem französischen Kernkraftwerksstandort, an dem dies erforderlich ist, spätestens 24 Stunden nach Beginn des Unfalls einzugreifen, 

- ortsfeste und mobile Ausrüstung mit standardisierten Anschlussstellen („Feuerwehranschluss"), um die Anlagen im Falle eines vollständigen Ausfalls der Notkühlsysteme mit Wasser zu versorgen, 

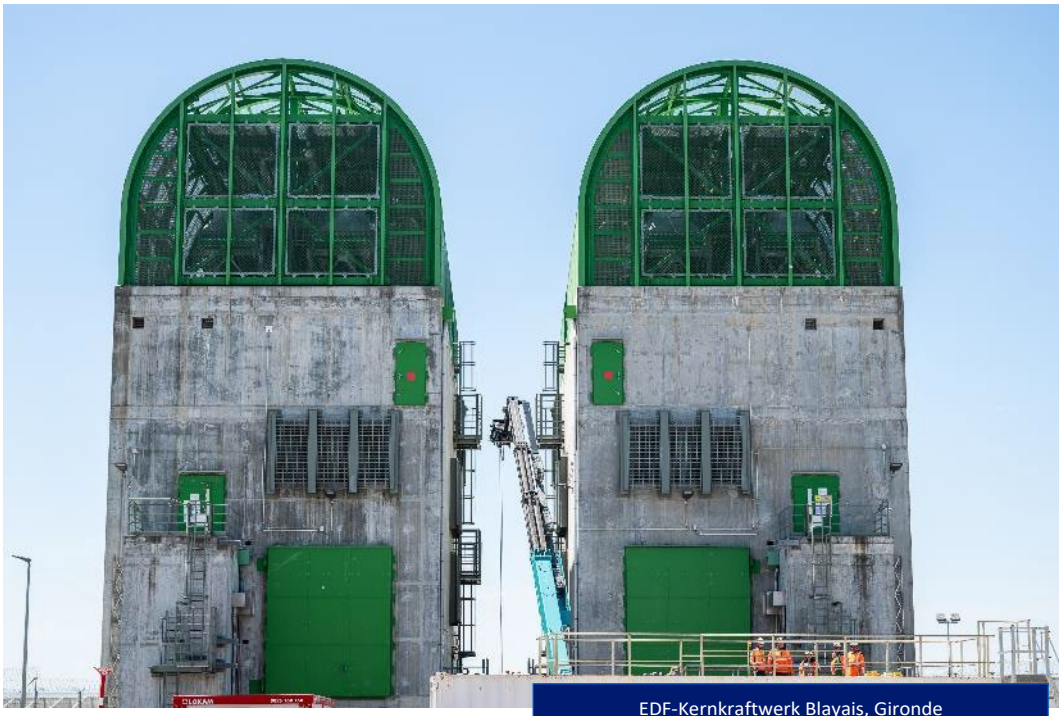
- einen Notfallplan zur Bewältigung einer Unfallsituation, von der mehrere Reaktoren betroffen sind. 

› eine Phase zur Einrichtung „dauerhafter Vorkehrungen" für die Wasser- und Stromversorgung, insbesondere mit:

- an jedem Reaktor eine zusätzliche Notstromquelle: das Diesel-Notstromsystem (DUS), 

- eine diversifizierte Wasserquelle (SEG) durch die Nutzung bestehender Wasserreserven mit großer Kapazität, 

- eine Verstärkung der Reaktorleitungsteams (+ 250 Mitarbeiter in Frankreich), die für den Umgang mit unvorhergesehenen Ereignissen geschult sind. 



EDF-Kernkraftwerk Blayais, Gironde
© Copyright EDF – Yohan Espiaube

Abbildung 8. Foto von zwei Notstromdieselaggregaten (DUS) mit einer Leistung von 3 MWe

Dank dieser Vorkehrungen kann der im Reaktorgebäude befindliche oder im Lagerbecken des Brennstoffgebäudes (BK) gelagerte Brennstoff im Falle eines vollständigen Ausfalls der Stromversorgung oder der Kühlquelle drei Tage lang ohne externe Hilfe weitergekühlt werden. Diese Autonomie ermöglicht es der Nationalen Krisenorganisation, zu der auch die FARN gehört, die notwendigen Nachschubmaßnahmen über den gesamten Zeitraum bis zur Wiederherstellung der Anlagen sicherzustellen.

Im Rahmen der Fortführung des Betriebs über 40 Jahre hinaus ergreift EDF eine Reihe von technischen und organisatorischen Maßnahmen, die darauf abzielen, einen Unfall mit Kernschmelze zu verhindern und massive radioaktive Freisetzungen sowie dauerhafte Auswirkungen auf die Umwelt in Extremsituationen – den sogenannten „Hard-Core"-Situationen – zu vermeiden, die insbesondere auf extreme äußere Naturereignisse zurückzuführen sind. Das „Noyau Dur"-Konzept wird im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung und deren Folgemaßnahmen umgesetzt.

3.3.2. *Sicherheit im Reaktorgebäude*

Im Normalbetrieb ist die Kühlung des Brennstoffs eine Sicherheitsfunktion, die unter allen Umständen aufrechterhalten werden muss, um die Integrität der ersten Sicherheitsbarriere zu gewährleisten:

- Bei laufendem Reaktor wird die Energie in Form der von den Brennelementen abgegebenen Wärme über die Dampferzeuger (GV) an die Turbine und anschließend über einen Generator an das Stromnetz weitergeleitet. Am Ausgang der Turbine wird der Dampf des Sekundärkreislaufs mithilfe eines durch die Gironde-Mündung gekühlten Kondensators wieder in Wasser umgewandelt, um den Kreislauf zu den Dampferzeugern fortzusetzen.
- Wenn der Reaktor abgeschaltet wird, beträgt die vom Reaktorkern erzeugte thermische Restleistung etwa einige Prozent der Nennleistung und nimmt mit der Zeit ab. Die von den Brennelementen erzeugte Restwärme wird über den Kühlkreislauf des abgeschalteten Reaktors (RRA) abgeführt, der seinerseits durch die „Kaltquelle“ (Gironde-Mündung) *über* den Zwischenkühlkreislauf (RRI) und den Not-Rohwasserkreislauf (SEC) gekühlt wird, die aufeinanderfolgende Barrieren gegenüber dem Wasser der Mündung bilden.

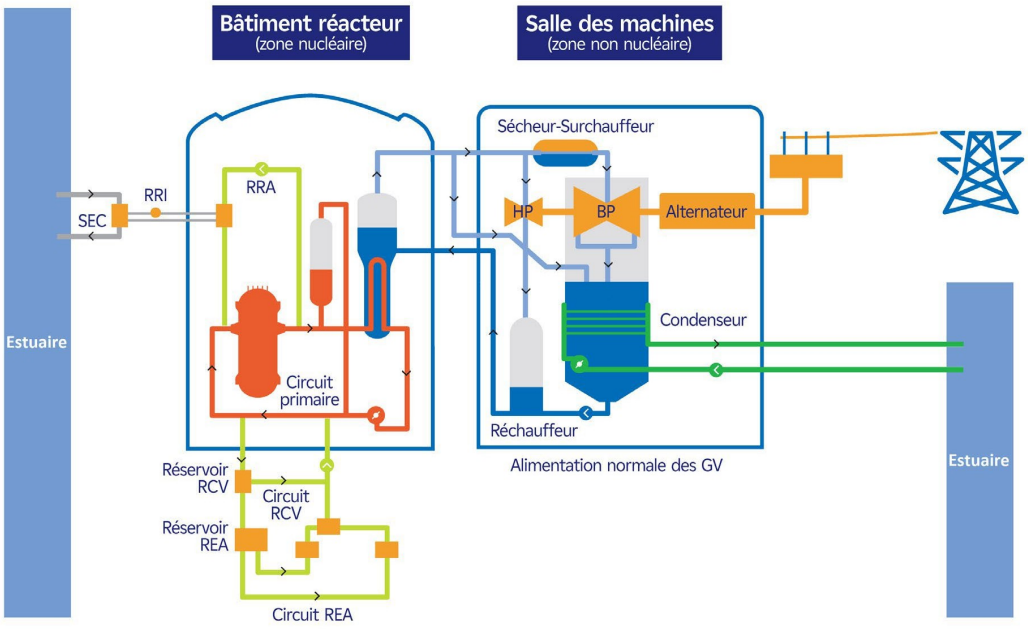


Abbildung 9. Schematische Darstellung eines Reaktors im Normalbetrieb: die wichtigsten Hilfskreisläufe

Im Störfall erfolgt die Kühlung des Brennstoffs durch:

- die Dampferzeuger (GV) und anschließend durch den Reaktorkühlkreislauf im Stillstand (RRA), während der Primärkreislauf abkühlt und druckentlastet wird,
- und im Falle eines Bruchs im Primärkreislauf greift das Sicherheitsinjektionssystem (RIS) ein, um den Wasserverlust auszugleichen und die Kühlung des Reaktorkerns fortzusetzen. Das Sprühsystem des Sicherheitsbehälters (EAS) dient dazu, den durch die Verdampfung des Wassers aus dem Primärkreislauf im Inneren des Sicherheitsbehälters (BR) verursachten Druck zu reduzieren.

In einer Situation extremer natürlicher äußerer Einwirkungen, der sogenannten „Hard-Core"-Situation, kann es in der Anlage zu Betriebsausfällen bestimmter Anlagen kommen, beispielsweise im Zusammenhang mit den Stromquellen und/oder den Kühlsystemen, die an die Kältequelle (Mündung der Gironde) angeschlossen sind.

In diesem Fall übernehmen die Anlagen des „harten Kerns", die für die Folgen solcher Extremsituationen qualifiziert und robust ausgelegt sind, weiterhin die Sicherheitsfunktionen.

In diesen Extremsituationen ist ein Teil der Notstromversorgung der Dampferzeuger für „Hard-Core"-Situationen qualifiziert, um die Funktion der **Sekundärkühlung des „Hard-Core" (ASG-ND)** sicherzustellen**.** Letztere wird elektrisch vom **Notstromdiesel (DUS)** gespeist und ist mit der **diversifizierten Wasserquelle (SEG)** verbunden, die dann die Rolle einer Ersatzkältequelle übernimmt.

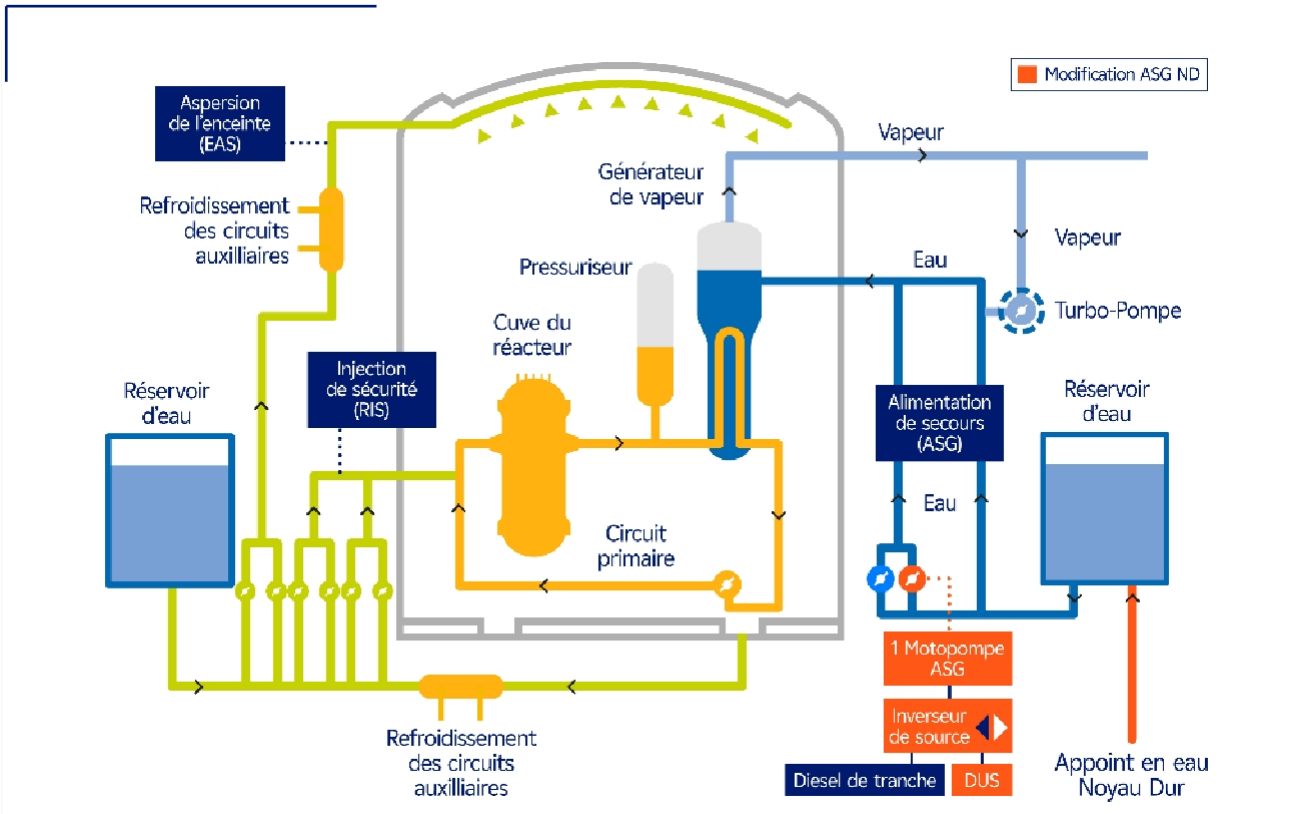


Abbildung 10. Schematische Darstellung der Integration der ASG-ND-Modifikation

3.3.3. *Sicherheit im Brennelementgebäude*

Das Lagerbecken des Brennelementgebäudes (BK) nimmt neue Brennelemente vor deren Einladung in den Reaktor sowie bereits verwendete Brennelemente auf, die auf ihre Entnahme oder eine erneute Beladung warten.

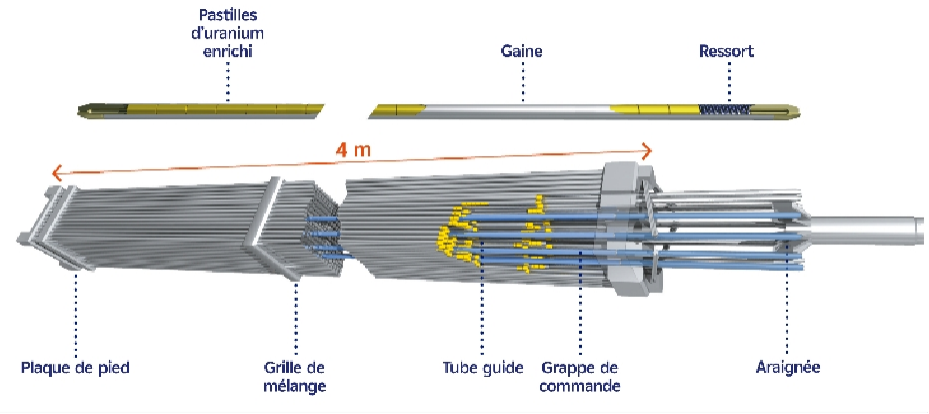


Abbildung 11. Schematische Darstellung eines Brennelements



Abbildung 12. Foto eines Brennelement-Lagerbeckens im Brennelementgebäude

Im Normalbetrieb:

- Die Restwärme der im Lagerbecken gelagerten abgebrannten Brennelemente wird über das Wasserbehandlungs- und -kühlsystem der Lagerbecken (PTR) abgeführt, das über den Zwischenkühlkreislauf (RRI) und den Not-Rohwasserkreislauf (SEC) durch die Kühlquelle (Gironde-Mündung) gekühlt wird. Das PTR-System besteht aus zwei getrennten, elektrisch abgesicherten Kreisläufen (Pumpe, Wärmetauscher), die die Temperatur des Beckens ständig unter 50 °C halten.
- Das Lagerbecken des Brennstoffgebäudes (BK) kann über die Transferleitung mit dem Becken des Reaktorgebäudes (BR) verbunden werden, beispielsweise während der Beladung und Entladung des Reaktors. Auf der Seite des Reaktorgebäudes wird die Kühlung durch den Reaktorstillstandskühlkreislauf (RRA) gewährleistet, der seinerseits über die RRI- und SEC-Kreisläufe durch die Kältequelle (Mündung der Gironde) gekühlt wird.

In Störfällen / Unfällen:

- Wenn der gesamte Brennstoff aus dem Reaktor in das Becken des Brennstoffgebäudes entladen wird, kann der Ausfall einer der beiden Pumpen oder eines der beiden Wärmetauscher zu einem Anstieg der Wassertemperatur im Becken auf über 50 °C führen. In diesem Fall wird die Kühlung aufrechterhalten, ohne dass es zum Sieden kommt.
- Bei einer unbeabsichtigten Entleerung des Beckens wird die Saugleitung des Kühlkreislaufs automatisch abgeschaltet, um die Brennelemente unter Wasser zu halten,
- Bei einem vollständigen Ausfall der Kühlung durch das PTR-System ist eine Nachspeisung des Schwimmbeckens über das Feuerlöschnetz oder das Entmineralisierungssystem möglich, um die Verdunstung auszugleichen. Die Kühlung des Brennstoffs ist ordnungsgemäß gewährleistet, da die Brennelemente auch im Falle eines Siedens des Schwimmbeckenwassers unter Wasser bleiben.

In Situationen extremer äußerer Naturereignisse, den sogenannten „Hard-Core"-Situationen, kann es zu Betriebsausfällen bestimmter Anlagen kommen, die möglicherweise mit einem vollständigen Kühlverlust einhergehen. In diesem Fall übernehmen die für die Folgen solcher Extremsituationen qualifizierten und robusten „Hard-Core"-Anlagen weiterhin die Sicherheitsfunktionen. In diesen Extremsituationen:

- ermöglicht die diversifizierte Wasserquelle (SEG) die Ergänzung der Nachspeisungsmittel für das BK-Becken durch Wasser- und Stromressourcen, die unabhängig von den anderen Mitteln des Blocks sind. Diese Nachspeisung gleicht die Verdunstung aus und die Kühlung der Brennelemente aufrechtzuerhalten, indem diese unter Wasser gehalten werden,



- langfristig ermöglicht das zusätzliche Kühlsystem (PTR *bis*) die Rückkehr zu einer Situation, in der das Lagerbecken des Brennstoffgebäudes gekühlt wird und das Sieden gestoppt ist.



3.3.4. *Sicherheit im Falle einer Kernschmelze*

Ein längerer Ausfall der Reaktorkernkühlung kann bei fehlendem Wasser im Reaktorbehälter zu Unfällen mit Brennstoffschmelze führen. Tatsächlich könnte der Brennstoff im Reaktorbehälter Temperaturen erreichen, die zum Schmelzen des ihn bildenden Metalls (Brennstofftabletten und Hüllen), aber auch des umgebenden Metalls (Regelstäbe oder Strukturen) führen, bis hin zu einem möglichen Durchbruch des Behälterbodens.

Die aus diesem Prozess entstehende Metallmasse in Form einer zähflüssigen Substanz wird als **Corium** bezeichnet.

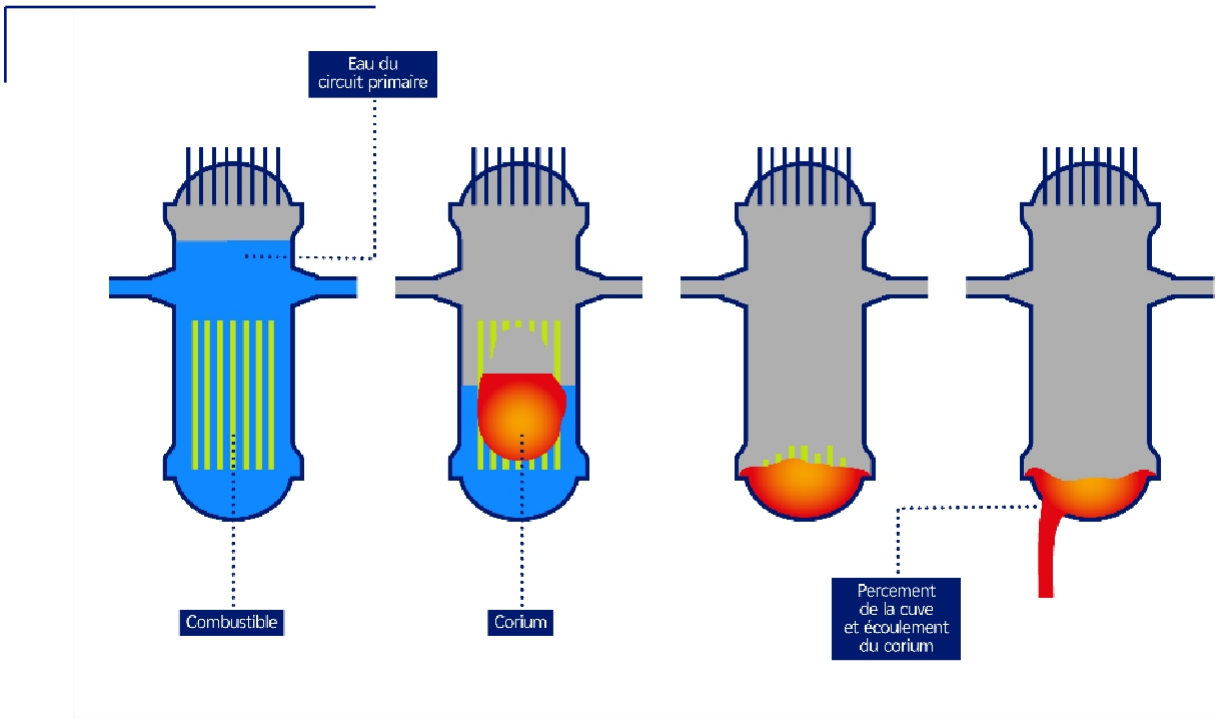


Abbildung 13. Schematische Darstellung des Reaktorschädigungsvorgangs bei einem Brennstoffschmelzunfall

In dieser Situation sind die ersten beiden Sicherheitsbarrieren beschädigt, und das Sicherheitsziel besteht nun darin, die Dichtheit der dritten Barriere, des Sicherheitsbehälters, zu gewährleisten, um die Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umwelt zu verhindern.

Die Strategie zur Bewältigung von Unfällen mit Kernschmelze orientiert sich am beim EPR umgesetzten Ansatz. Sie zielt darauf ab, das Corium „trocken“, d. h. ohne Wasser, auf dem Boden des Reaktorgebäudes, der Fundamentplatte, ausbreiten zu lassen. So verteilt bietet es eine große Austauschfläche und kann durch die Zufuhr von boriertem Wasser stabilisiert werden, das es kühlt und schließlich die gesamte ausgebreitete Coriumschicht verfestigt.

Diese Strategie zielt darauf ab:

- sicherzustellen, dass die Fundamentplatte des Reaktorgebäudes nicht durchbrochen wird. Denn das Corium führt, wenn es nicht stabilisiert wird, zu einer Erosion der Fundamentplatte,
- den langsamen Druckaufbau im Sicherheitsbehälter zu begrenzen und somit das Öffnen der gefilterten Entlüftungsöffnung des Sicherheitsbehälters zur Druckentlastung auszuschließen,
- die physikalischen Phänomene bei einem Unfall mit Kernschmelze (insbesondere das Risiko einer

insbesondere der Wasserstoffverbrennung). Somit sind die in VD4 für den Reaktor Nr. 2 in Blayais „umgesetzten" Maßnahmen:

- die Schaffung eines Bereichs zur trockenen Ausbreitung des Coriums innerhalb einer speziellen Auffangzone unterhalb des Reaktorbehälters: der Bereich „Puits de Cuve" und der in dessen Verlängerung gelegene Kerninstrumentierungsraum.



- die Einrichtung eines passiven Corium-Flutungssystems, bestehend aus einer Vorrichtung mit passiven Klappen, die das zuvor über das Sprühsystem des EAS-Sicherheitsbehälters – unterstützt durch die beiden Blockdiesel – in die Sammelbecken des Reaktorgebäudes eingeleitete Wasser freigeben, oder, für Extremsituationen, die
neue EAS-ND-Anlage „Noucle Dur", die durch den Notstromdiesel (DUS) versorgt wird.



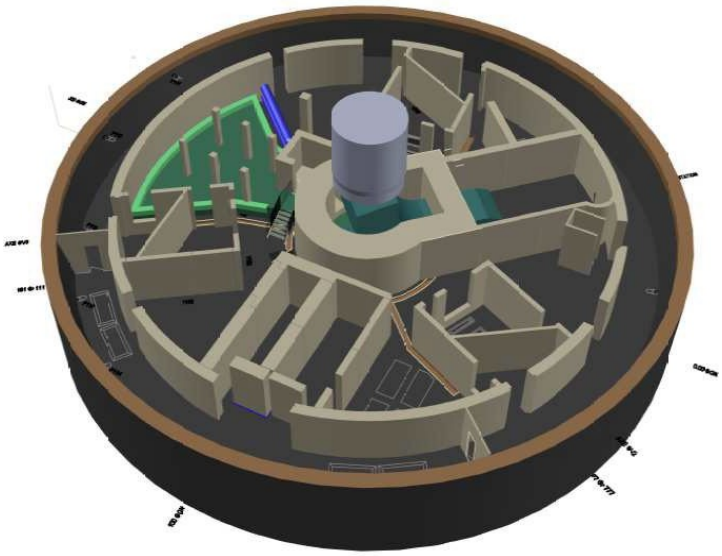


Abbildung 14. Schematische Darstellung der Räume (Reaktorkesselgrube und Kerninstrumentierungsraum), die zur Verteilung des Coriums genutzt werden

Mit diesen Vorkehrungen zeigen die durchgeführten Studien für den Reaktor Nr. 2 des Kernkraftwerks Blayais, dass die Betonerosion durch das Corium angesichts der Dicke der Fundamentplatte des Reaktorgebäudes begrenzt bleiben wird.



EDF-Kernkraftwerk Blayais, Gironde
© Copyright EDF – Yohan Espiaube

4.1. Konformität der Anlage

Vor der Umsetzung von Maßnahmen zur Verbesserung der Sicherheit stellt EDF sicher, dass die Anlagen den für sie geltenden Vorschriften entsprechen.

Ergänzend zur Behebung von Konformitätsabweichungen, die während des Betriebs der Anlage festgestellt wurden, setzt EDF im Rahmen der regelmäßigen Überprüfungen umfangreiche Maßnahmen zur Überprüfung der Konformität der Anlagen ein:

- Konformitätsmanagement,
- Konformitätsprüfung der Blöcke (ECOT),
- Programm für ergänzende Untersuchungen (PIC),
- Programm zur Überprüfung der Systemkonformität,
- Sonderprüfungen.

Diese Maßnahmen führen zu Maßnahmen, die im Rahmen der erneuten Überprüfung umgesetzt werden.

4.1.1. Das Konformitätsmanagement

EDF verfügt über eine Organisation, die es dem Unternehmen ermöglicht, Abweichungen von den Erwartungen zu erkennen, sei es in Bezug auf Ausrüstung oder Tätigkeiten. Diese werden analysiert, um entsprechend ihrer Bedeutung im Hinblick auf die geschützten Interessen geeignete Maßnahmen zu ergreifen, insbesondere wenn die festgestellte Situation eine Abweichung im Sinne des Erlasses [INB10] darstellt.

Anlässlich der regelmäßigen Überprüfungen erstellt EDF eine Bestandsaufnahme der Abweichungen und überprüft, ob alle Feststellungen und Konformitätsabweichungen vor und während der zehnjährigen Inspektion durch technische und betriebliche Maßnahmen untersucht und gegebenenfalls behoben wurden. Bei besonderen Schwierigkeiten bei der Behebung einer Abweichung, die Auswirkungen auf die Sicherheit hat, begründet EDF von Fall zu Fall die Akzeptanz der Situation, schlägt bei Bedarf Ausgleichsmaßnahmen vor und verpflichtet sich zu einem Termin für die Behebung.

Für Blayais 2 wurden alle Konformitätsabweichungen, die Gegenstand eines sicherheitsrelevanten Ereignisses (ESS) der Stufe 1 oder höher auf der INES-Skala waren, vollständig behoben.

Die für die Umwelt bedeutenden Ereignisse (ESE) im Zusammenhang mit der Flüssigkeitseindämmung wurden behandelt, und für zwei Situationen wurden Maßnahmen umgesetzt. Die erste betrifft das Vorhandensein von tritiumhaltigen Abwässern, die 2018 unter dem gemeinsamen Hilfsgebäude der Reaktoren 3 und 4 (BAN 8) festgestellt wurden. Ein durchgehender Riss in einer CRF-Kammer wurde repariert, und es wurden Gutachten erstellt. Anschließend wurde eine Überwachung eingerichtet. Darüber hinaus laufen derzeit Untersuchungen zur Herkunft der Abwässer in den Entwässerungsrinnen der BAN 8 und 9 (gemeinsames Gebäude für nukleare Hilfsanlagen der Reaktoren 1 und 2) sowie Korrekturmaßnahmen an der Anlage. Die Überwachung des Grundwassers ergibt, dass die Situation den Vorgaben entspricht. Der zweite Vorfall, der 2018 gemeldet wurde, betrifft eine Überschreitung der Kohlenwasserstoffkonzentration in der Nähe von Reaktor 1 und Reaktor 3. Es wurden Folgemaßnahmen und Tests zum biologischen Abbau durchgeführt, und als Behandlungslösung wurde die passive Abschöpfung gewählt, die fortgesetzt wird, um die Kohlenwasserstoffe abzubauen.

4.1.2. Die Konformitätsprüfung der Blöcke (ECOT)

Die ECOT ist eine ergänzende Maßnahme zu den Betriebsvorschriften wie den regelmäßigen Prüfungen (EP), den Basisprogrammen zur vorbeugenden Instandhaltung (PBMP) oder den Requalifizierungsprüfungen (ER) nach Instandhaltungsmaßnahmen.

Ziel der ECOT ist es, die Konformität anhand einer Liste von kritischen Themen zu überprüfen, basierend auf:

- vor Ort durchgeführten Kontrollen durch den Betreiber vor und während der zehnjährigen Inspektion,
- einer Prüfung der Betriebsunterlagen, der Kontroll- oder Prüfprogramme, der Betriebsanweisungen und Richtlinien sowie der zugehörigen Pläne und Schemata.

Für die [vierte]periodische Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren hat EDF den Prüfumfang der ECOT erweitert und etwa fünfzehn Kontrollthemen ausgewählt, darunter: Bauwesen, Qualifizierung der Ausrüstung unter Unfallbedingungen sowie Brand- und Überschwemmungsrisiken.

Es wurden Vor-Ort-Besichtigungen an Anlagen durchgeführt, die zur Aufrechterhaltung des sicheren Betriebszustands des Reaktors beitragen, wie beispielsweise die Kühlpumpen des Primär- und Sekundärkreislaufs des Reaktors oder die Notstromdieselaggregate.

Bei Blayais 2 betrafen die während der ECOT festgestellten Abweichungen hauptsächlich die Verankerungen; sie wurden alle behoben (Beispiel: Austausch oder Instandsetzung von Verankerungen).

[10] Verordnung vom 7. Februar 2012 zur Festlegung der allgemeinen Vorschriften für kerntechnische Basisanlagen (INB)

4.1.3. Das Programm für ergänzende Untersuchungen (PIC)

Ziel des PIC ist es, die bereits durchgeführten vorbeugenden Instandhaltungsmaßnahmen zu konsolidieren, indem sichergestellt wird, dass keine Verschlechterung an nicht überwachten Anlagen vorliegt, da diese weniger anfällig für Beschädigungen sind. Zu diesem Zweck werden während der VD4 der Blöcke der 900-MWe-Baureihe Stichprobenkontrollen durchgeführt. Von einer Verschlechterung betroffene Anlagen werden wieder in den konformen Zustand versetzt; das Instandhaltungshandbuch wird angepasst.

Im Rahmen der 4 periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren wurden folgende Bereiche für das PIC ausgewählt:

- die mechanischen Komponenten des Primär- und Sekundärkreislaufs,
- sonstige mechanische Anlagen: Rohrleitungen, Abdeckungen, Wärmetauscher, Pumpen, Ventile,
- die Bauwerke und die Sicherheitshülle.

Für Blayais 2 wurden im Rahmen des PIC keine Prüfungen verlangt.

4.1.4. Die Systemkonformitätsprüfungen

Ziel ist es, Konformitätsprüfungen der Reaktorkern-Sicherheitssysteme und der damit verbundenen, für die Sicherheit wichtigen Unterstützungssysteme durchzuführen, deren Auslegungsstudien seit der Inbetriebnahme der Anlagen nicht mehr überprüft wurden.

Im Rahmen der 4 periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren führte EDF Konformitätsprüfungen der folgenden Systeme durch:



- Systeme im Zusammenhang mit der Kühlung und dem Schutz des Reaktorkerns oder des im Brennelementbecken des Brennelementgebäudes gelagerten Brennstoffs. Diese Überprüfungen wurden auf wichtige unterstützende Funktionen ausgeweitet, wie beispielsweise solche, die zur Kühlung beitragen,
- Stromquellen: Diese Überprüfung, die darauf abzielte, die Zuverlässigkeit der bestehenden Stromquellen zu gewährleisten, konzentrierte sich auf die Integration neuer Anlagen, die im Rahmen der Maßnahmen nach Fukushima errichtet wurden (*siehe* § 4.2.1), insbesondere den funktionalen Ersatz des Notstromturbogenerators durch die Notdieselaggregate (DUS) sowie die Absicherung des DUS von Blayais 2 durch das DUS des benachbarten Reaktors (Blayais 1),
- Lüftungssysteme, um sicherzustellen, dass deren Leistung den Anforderungen der Sicherheitsrichtlinien für „Grand Chaud“, „Grand Froid“ und das Risiko einer internen Explosion entspricht.

Diese Überprüfungen führten zu umfangreichen Überprüfungsarbeiten, insbesondere hinsichtlich der Kohärenz der Sicherheitsrichtlinien, der Einstufung bestimmter Ausrüstungen und der allgemeinen Betriebsvorschriften unter Berücksichtigung der sukzessiven Entwicklungen während der 40-jährigen Betriebszeit.

Was die Kühlung des Reaktorkerns betrifft, so beruht die Wasserumwälzung im Störfall auf dem Sicherheitsinjektionssystem des Primärkreislaufs und dem Sprühsystem des Sicherheitsbehälters. Die entsprechende Überprüfung hat die einwandfreie Funktion aller Systeme und Anlagen nachgewiesen, die direkt oder indirekt an dieser Funktion beteiligt sind.

Darüber hinaus hat sich EDF verpflichtet, die Menge an Trümmerteilen zu begrenzen, die im Falle eines Bruchs im Primärkreislauf vom Wasser mitgeführt werden könnten. Der Austausch von faserartigen Wärmedämmungen durch metallische Wärmedämmungen trägt insbesondere dazu bei, das



Risiko einer Verstopfung, die den Wasserumlauf im Reaktorgebäude beeinträchtigen könnte. Der Austausch der faserartigen Wärmedämmungen am Block Blayais 2 ist zu etwa 20 % abgeschlossen und wird 2026 abgeschlossen sein.

4.1.5. Sonderprüfungen

Sonderprüfungen werden vor Ort, am Simulator oder im Labor zusätzlich zu den regelmäßigen Prüfungen und den zehnjährigen Prüfungen durchgeführt, um:

- die Vollständigkeitsanalyse der während des Betriebs durchgeführten regelmäßigen Prüfungen zu bestätigen: zum Beispiel den Langzeitbetrieb der Dieselmotoren, der Pumpen des Sprühkreislaufs des Reaktorgebäudes (EAS) und der Druckluftkreisläufe (SAR),
- die Modellannahmen und die Qualifizierung der wissenschaftlichen Berechnungswerkzeuge zu untermauern: zum Beispiel thermische Untersuchungen oder neutronische Berechnungen,
- die ordnungsgemäße Umsetzung der wesentlichen Bestimmungen der Überprüfung zusätzlich zu den durchgeführten Requalifizierungen zu überprüfen: elektrische Verteilung, „Hard Core"-System zur Kühlung des Coriums im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze (EAS-ND), „Hard Core"-System zur Notwasserversorgung der Dampferzeuger (ASG-ND), …

Diese speziellen Versuche werden nur einmal an einem Reaktor für alle Reaktoren derselben Baureihe durchgeführt.

4.2. Neubewertung des nuklearen Sicherheitsniveaus

Die Studien zur Neubewertung des nuklearen Sicherheitsniveaus zielen darauf ab, den Schutz vor den Risiken der Anlage (Störfälle und Unfälle) zu verbessern, indem neue Anforderungen in das Regelwerk integriert werden, die sich ergeben aus:

- des Vergleichs der geltenden Anforderungen mit denen, die für neuere kerntechnische Anlagen gelten,
- der kontinuierlichen Auswertung der für die nukleare Sicherheit relevanten Erkenntnisse aus den nationalen und internationalen Erfahrungsberichten,
- des Wissensfortschritts, einschließlich der Erkenntnisse zum Klimawandel und seinen Auswirkungen.

Diese neuen Anforderungen können EDF dazu veranlassen, Maßnahmen zur Änderung der Anlagen und ihres Betriebs vorzuschlagen.

Diese Neubewertung wurde anhand von Zielen strukturiert, die in vier große Sicherheitsthemenbereiche unterteilt sind:



Abbildung 15. Die vier großen Sicherheitsbereiche

Deterministische und probabilistische Untersuchungen
Der Nachweis der Sicherheit französischer Kernreaktoren stützt sich im Wesentlichen auf einen deterministischen Ansatz, d. h., die Auslegungsmaßnahmen werden durch die Untersuchung einer Liste hypothetischer Unfallszenarien und durch die Anwendung „vorsichtiger" Regeln und Kriterien gerechtfertigt, die Vorsorgemargen beinhalten.
Ergänzt wird dieser Ansatz durch die Durchführung probabilistischer Sicherheitsanalysen (EPS), die es ermöglichen, die mit kerntechnischen Anlagen verbundenen Risiken hinsichtlich der Häufigkeit der zu befürchtenden Ereignisse und ihrer Folgen zu bewerten.

Angesichts des umfangreichen Umfangs an materiellen und dokumentarischen Änderungen im Rahmen des Programms zur 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren führt EDF eine übergreifende Analyse der Auswirkungen dieser Änderungen durch; diese betrifft:

- das Personal: Analyse der sozio-organisatorischen und menschlichen Auswirkungen an den Standorten,
- die Anlage: Analyse der Vollständigkeit der Requalifizierungsprüfungen der Anlage nach Einarbeitung der Änderungen.

Nach einer Zusammenfassung der Beiträge der „Noyau Dur"-Bestimmungen zu den Zielen der Neubewertung des Sicherheitsniveaus werden in den folgenden Abschnitten die wichtigsten Bestimmungen vorgestellt, die den festgelegten Zielen zu den vier oben genannten großen Sicherheitsthemen entsprechen.

4.2.1. *Die wichtigsten „Noyau Dur“-Maßnahmen*

Die Maßnahmen zur Verstärkung der Kernkraftwerke des EDF-Bestands im Anschluss an den Unfall im Kernkraftwerk Fukushima Daiichi im März 2011 wurden im Rahmen der Neubewertung des Sicherheitsniveaus bei der 4. periodischen Überprüfung von Blayais 2 berücksichtigt. Im Folgenden werden die wichtigsten, als „Noyau Dur“ bezeichneten Maßnahmen zusammengefasst (siehe § 3.3).

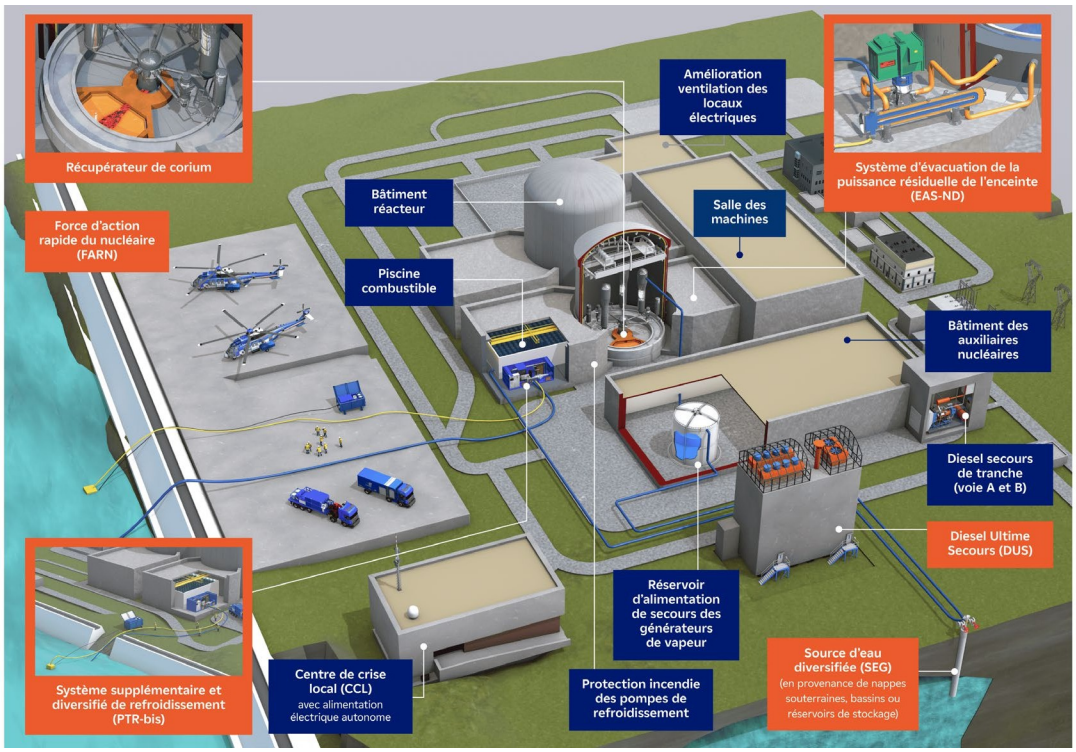


Abbildung 16. Schematische Darstellung der wichtigsten Bestimmungen des „Noyau Dur“

Schnelleinsatzgruppe für den Nuklearbereich (FARN): Teams, die für den Transport der materiellen und personellen Ressourcen zuständig sind, um die Teams des Kraftwerks bei der Bewältigung einer Notfallsituation zu unterstützen. RÉALISÉ

Notstromdieselaggregate (DUS): eine zusätzliche Stromversorgung für jeden Reaktor für den Fall eines Ausfalls aller Stromquellen. RÉALISÉ

Diversifizierte Wasserversorgung (SEG): ermöglicht die Kühlung des Reaktors (über das Sekundärkühlsystem) und des Lagerbeckens. RÉALISÉ

Diversifizierung der Kühlung des Brennelement-Lagerbeckens (PTR *bis*). RÉALISÉ

EAS-ND: Vorrichtung, die das Überfluten des Coriums und die Ableitung der Restleistung aus dem Sicherheitsbehälter ermöglicht, ohne dass die Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Sicherheitsbehälters geöffnet werden muss. RÉALISÉ

Mobile, diversifizierte Kaltquelle: Kühlkreislauf für die Maßnahmen EAS-ND oder PTR-bis, der über die FARN zugeführt wird. RÉALISÉ

Stabilisierung des Coriums: Vorrichtung am Boden des Reaktorgebäudes, um den geschmolzenen Reaktorkern auf der Fundamentplatte des Gebäudes zu halten. RÉALISÉ

Sekundärkühlung „Noyau Dur“: Verstärkung der Notstromversorgung der Dampferzeuger gegen extreme Belastungen, um die Ableitung der Leistung aus dem Sicherheitsbehälter zu ermöglichen.

Lokales Krisenzentrum (CCL): Gebäude, das die langfristige Bewältigung einer Notfallsituation ermöglicht und im Krisenfall über ausreichende Zugänglichkeit, Autonomie und geeignete Bewohnbarkeit verfügt.



Diese „Hard Core“-Maßnahmen tragen dazu bei, die verschiedenen Ziele der vier Themenbereiche der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Klasse zu erfüllen.

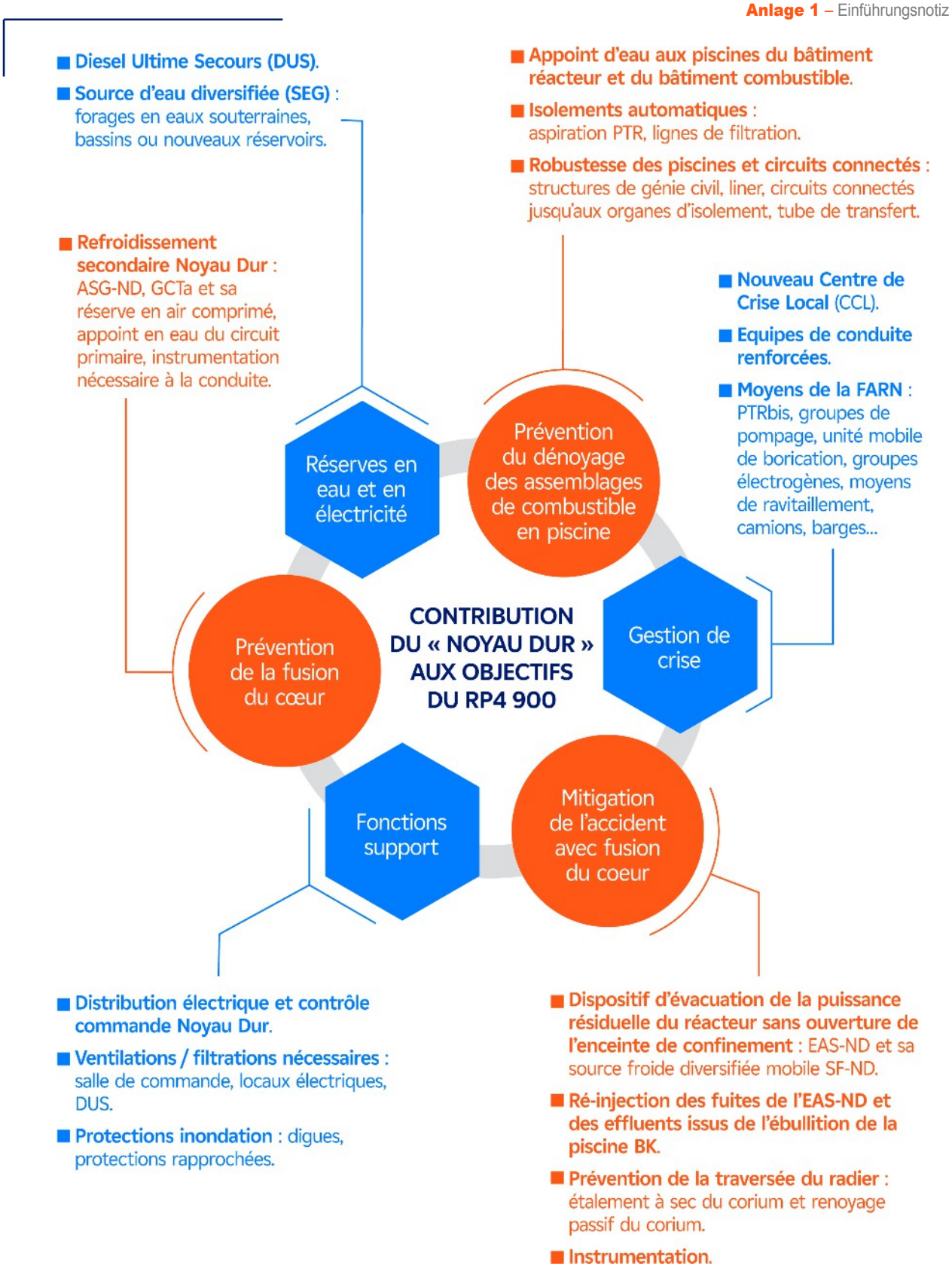


Abbildung 17. Die wichtigsten „Noyau Dur"-Maßnahmen (ND), gegliedert nach den großen Themenbereichen der Sicherheit

4.2.2. *Unfälle ohne Kernschmelze*

4.2.2.1. Allgemeiner Rahmen des Themenbereichs

Anlässlich der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren wurden die Unfallstudien des Sicherheitsberichts unter Berücksichtigung des aktuellen Stands der Erkenntnisse und Praktiken erneut geprüft.

Um die Einhaltung der Sicherheitskriterien zu überprüfen und ein Ausmaß an radiologischen Folgen anzustreben, das keine Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung erfordert, werden zwei Arten von Studien durchgeführt:

- Studien zu deterministisch angenommenen Unfallszenarien; insbesondere ermöglichte eine Übung zur Übertragung der Unfallsituationen und Einsatzzeiten der für die Reaktorsteuerung zuständigen Bediener, die beim EPR FLA 3 berücksichtigt wurden, die Überprüfung des ordnungsgemäßen Verhaltens der bei den 900-MWe-Reaktoren verfügbaren Schutzmaßnahmen,
- probabilistische Sicherheitsstudien zum Risiko einer Kernschmelze, deren Ergebnisse eine Verbesserung gegenüber der 3. periodischen Überprüfung zeigen, mit einer deutlichen Verringerung des Risikos einer Kernschmelze.

4.2.2.2. Darstellung der wichtigsten Maßnahmen

Erweiterung der Wasserressourcen zur Ableitung der Reaktorleistung



Wiederbefüllung des ASG-Behälters über das Feuerlöschnetz

Pädagogische Elemente

Im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren haben aktualisierte thermohydraulische Studien unter Einbeziehung konservativerer Annahmen gezeigt, dass in bestimmten Unfallsituationen (Unfälle durch Bruch von Dampfleitungen oder Dampferzeugerrohren) das im Notversorgungsbehälter der Dampferzeuger (ASG) verfügbare Wasser nicht mehr ausreicht, um den Reaktor in einen sicheren Zustand zu bringen. Da die verschiedenen vorhandenen Nachspeisemöglichkeiten in diesen Situationen nicht genutzt werden können (Kumulierung von erschwerenden Faktoren, ungeeignete Sicherheitsanforderungen ...), strebt EDF daher eine Erhöhung der Wasserressourcen an.

Beschreibung der Maßnahme

Die Maßnahme besteht darin, den ASG-Behälter über das Feuerlöschnetz wieder aufzufüllen, indem eine Verbindung zwischen dem Feuerlöschnetz mit seinen Wasserreserven und der Versorgungsleitung des ASG-Behälters hergestellt wird. Ein Filter begrenzt den Gehalt an Schwebeteilchen im Löschwasser, um den ordnungsgemäßen Betrieb der ASG-Pumpen zu gewährleisten.

Verringerung der radiologischen Folgen im Falle eines Unfalls

Im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren verfolgt EDF – wie bereits bei den Reaktoren der 3. Generation – das Ziel, die Exposition der Bevölkerung gegenüber ionisierender Strahlung im Falle eines Unfalls ohne Kernschmelze auf ein Niveau zu senken
, die so niedrig sind, dass keine Notfallmaßnahmen zum Schutz der Bevölkerung erforderlich wären[11].

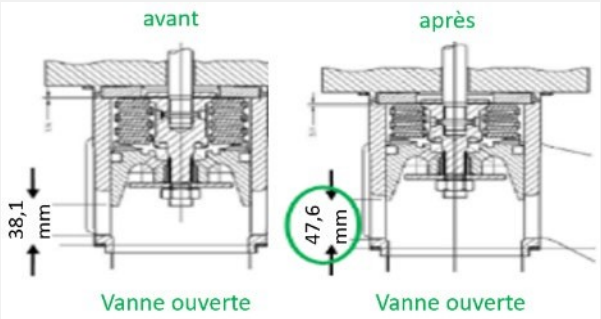
RÉALISÉ

Um dieses Ziel für den schwerwiegendsten Fall zu erreichen, nämlich den Unfall mit einem Bruch eines Dampferzeugerrohrs (RTGV) bei gleichzeitig möglicher Freisetzung in die Atmosphäre *durch* das Versagen eines Ventils, werden folgende Maßnahmen umgesetzt:

Erhöhung der Durchflussmengen der Dampfablassventile

Pädagogische Aspekte

Der als GCTa bezeichnete Kreislauf dient dazu, den von den Dampferzeugern erzeugten Dampf direkt in die Atmosphäre abzuführen; er ermöglicht die Steuerung der Reaktorkühlung durch die Dampferzeuger, wenn der erzeugte Dampf nicht ausreicht, um die Turbine anzutreiben, oder wenn die Turbine nicht verfügbar ist. Er wird somit bei jedem Abschalten oder Anfahren genutzt. Er wird auch in Stör- oder Unfallsituationen zur Kühlung des Reaktors eingesetzt.



Beschreibung des Aufbaus

Im Falle eines Unfalls wird, um die Dauer des Unfalls und die damit verbundenen möglichen radioaktiven Freisetzungen zu begrenzen, die Kapazität der GCTa-Ventile zur Ableitung von Dampf in die Atmosphäre erhöht, um den Reaktor schneller zu kühlen. Zu diesem Zweck wird der interne Aufbau des GCTa-Ventils verändert.

Senkung des Radioaktivitätsgrenzwerts für das Wasser des Primärkreislaufs

Beschreibung der Maßnahme

Durch betriebliche Maßnahmen wird die maximale Jod-131-Konzentration im Wasser des Primärkreislaufs bei Leistungstransienten von 150 auf 80 GBq/t gesenkt.

Diese Maßnahme ermöglicht es, die Aktivität möglicher radioaktiver Freisetzungen und deren radiologische Folgen (insbesondere Schilddrüsendosen) bei allen Unfällen ohne Brennstoffhüllenbruch zu verringern, einschließlich des schwerwiegendsten Unfalls, nämlich des Dampferzeugerrohrbruchs.

[11] Eine effektive Dosis von 10 mSv für die Schutzmaßnahme, von 50 mSv für die Evakuierung und eine äquivalente Schilddrüsendosis von 50 mSv für die Verabreichung von stabilem Jod.

4.2.3. *Übergriffe*

4.2.3.1. Allgemeiner Rahmen des Themas

Kernkraftwerke sind so ausgelegt, dass sie vor internen oder externen Einwirkungen geschützt sind, die auf Naturereignisse oder menschliche Aktivitäten zurückzuführen sind und zu Schäden an Strukturen, Systemen oder Komponenten führen könnten, die für die Sicherheitsfunktionen erforderlich sind.

Im Rahmen der Überprüfung wird das Ausmaß der Beanspruchungen unter Berücksichtigung des Stands der Technik und des aktuellen Wissensstands neu bewertet, insbesondere unter Einbeziehung der Schlussfolgerungen aus den Berichten des Zwischenstaatlichen Ausschusses für Klimawandel (IPCC).

Die Sicherheitsstudien zu „Einwirkungen" bestehen aus einem deterministischen Teil, dessen Ziel es ist, die Möglichkeit nachzuweisen, den Reaktor in einen sicheren Zustand zu versetzen und diesen dauerhaft aufrechtzuerhalten. Sie werden, sofern relevant, durch einen probabilistischen Teil (probabilistische Sicherheitsstudien, „EPS") ergänzt.

Die berücksichtigten Einwirkungen sind diejenigen, die in den Vorschriften (INB-Erlass) festgelegt sind:

- interne Einwirkungen: Brand, Explosion, Überschwemmung, Ausfall von Druckgeräten, Kollision und Herabfallen von Lasten, elektromagnetische Störungen, Freisetzung gefährlicher Stoffe, böswillige Handlungen,
- externe Einwirkungen (natürlicher oder vom Menschen verursachter Art): Erdbeben, extreme Wetter- oder Klimabedingungen (Überschwemmung, Schnee, Hitzewelle, extreme Kälte, starker Wind, Tornados), Einwirkungen durch Flüsse oder das Meer (Eisgang, Vereisung, Verstopfungen, Ölteppiche, Versandung, Niedrigwasser), Blitzschlag und elektromagnetische Störungen, Brand, industrielle Risiken in der Umgebung (Explosion, gefährliche Stoffe), versehentlicher Flugzeugabsturz, böswillige Handlungen.

Im Vergleich zur vorherigen Überprüfung wurden die Untersuchungen unter Berücksichtigung der von der WENRA[12] festgelegten internationalen Standards durchgeführt. In der Praxis wird die Sicherheitsanalyse dadurch noch anspruchsvoller:

- Durchführung von Sensitivitätsanalysen, bei denen Ausfälle von Anlagen und Einwirkungen kumuliert werden,
- Berücksichtigung einer verzögerten Reaktionszeit des Betreibers,
- Analyse des Verhaltens der Anlage bei extremen klimatischen Einwirkungen, die seltener als einmal alle 10.000 Jahre auftreten.

Die Einführung des „harten Kerns" im Rahmen der Überprüfung, um Einwirkungen (Erdbeben, Überschwemmungen usw.) extremer Intensität zu bewältigen, die über die bisher zugrunde gelegten Werte hinausgehen, trägt dazu bei, diesen Anforderungen an verstärkte Untersuchungen gerecht zu werden.

Was die sogenannten industriellen Risiken betrifft, die mit industriellen Aktivitäten in der Umgebung des Standorts zusammenhängen, führen die Besonderheiten der Umgebung des Kernkraftwerks Blayais dazu, dass nur die Risiken berücksichtigt werden, die mit dem externen Transport gefährlicher Güter über Verkehrswegen verbunden sind. Die ICPE-Anlagen und Rohrleitungen werden aufgrund ihrer Entfernung vom Kraftwerk und/oder des Fehlens einer Gefahrenquelle aus dem Untersuchungsbereich ausgeschlossen.

Anlässlich der 4 periodischen Überprüfung ergab die Bewertung der Risiken für Blayais 2 im Zusammenhang mit dem Transport gefährlicher Güter auf den nahegelegenen Verkehrswegen, die auf einer Aktualisierung der Daten zum industriellen Umfeld basierte, keinen Bedarf an zusätzlichen Maßnahmen.

[12] WENRA: Verband der Atomaufsichtsbehörden der westeuropäischen Länder (Western European Nuclear Regulators Association)

4.2.3.2. Veranschaulichung der wichtigsten Bestimmungen

Zum Schutz vor der Gefahr „Brand“:

- Umwickeln von Kabeln,
- Austausch bestimmter Ausrüstungen durch solche mit höherer Brandschutzklasse zur Verbesserung der Brandabschnittsbildung.

PROPOSÉ
PROPOSÉ

Verbesserung der Feuerbeständigkeit von Brandabschnittselementen oder Kabeln

Pädagogische Aspekte

Im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren besteht das Hauptziel zur Verbesserung der Sicherheitsanforderungen hinsichtlich Brandrisiken in der Überprüfung der Brandabschnittsbildung: Aufrechterhaltung der Verfügbarkeit mindestens einer redundanten Funktion. Der deterministische Ansatz wird durch einen probabilistischen Ansatz ergänzt, der eine umfassendere Bewertung der Robustheit der Anlage gegenüber einem Brand liefert.



Beispiel für den Schutz von Kabelkanälen

Beschreibung der Anordnung

Die vorgesehenen Maßnahmen geplanten ermöglichen eine Verbesserung der Feuerbeständigkeit bestimmter Bauteile (Brandschutztüren, Brandabschnittselemente, Brandschutz für elektrische Kabel usw.) zu verbessern oder das Ausmaß bzw. die Intensität möglicher Brände zu verringern. Diese Maßnahmen bestehen insbesondere darin, Brandabschnittselemente (z. B. Brandschutztüren) durch Elemente mit höherer Feuerwiderstandsdauer zu ersetzen. Andere Maßnahmen bestehen darin, Kabel mit einer feuerfesten Umwicklung zu schützen. In bestimmten Fällen werden auch Maßnahmen ergriffen, um die Brandlasten zu verringern.

Zum Schutz vor der Gefahr einer „Explosion“:

- Verstärkung der Erdbebensicherheit des Lüftungssystems in den Batterieräumen, um das Risiko einer Wasserstoffansammlung zu vermeiden,
- Einbau eines passiven Wasserstoffrekombinators in den besonders gefährdeten Räumen, um die Bildung einer explosionsfähigen Atmosphäre zu verhindern,
- Verdopplung der Wasserstoffdetektoren in den Räumen des Gebäudes für nukleare Hilfsanlagen (BAN).

RÉALISÉ
RÉALISÉ
RÉALISÉ

Zum Schutz vor dem Risiko „Externe Überschwemmung“:

- Verstärkung des standortspezifischen Perimeterschutzes in Blayais (siehe unten),
- Schutz vor Überflutung der Kraftwerksplattform durch Schwellen, Spundwände in Verbindung mit Betonmauern.



Verstärkung des Perimeterschutzes des Kernkraftwerks Blayais

Im Rahmen der Studien zur Neubewertung des Risikos einer Meeresüberflutung wurde für den Standort eine neue maximale Überlaufhöhe (CMD) ermittelt. Diese Studien berücksichtigen Annahmen zum Anstieg des Meeresspiegels im Zusammenhang mit der globalen Erwärmung.

Um diesen neuen Anforderungen gerecht zu werden, wurde die Wellenbrecherwand entlang der Flussmündung auf einer Länge von etwa 1 km erhöht. Der das Gelände umgebende Deich wurde ebenfalls erhöht, um das Gelände vor einem möglichen Überlaufen der Flussmündung zu schützen. Dieser Deich ist etwa 3 km lang.



Peripherieschutz des Kernkraftwerks Blayais

Zum Schutz vor dem Risiko „Grands Chauds“:

Nach den Hitzewellen der Jahre 2003 und 2006 hat EDF das Projekt „Grands Chauds“ ins Leben gerufen, das darauf abzielt, die Temperaturentwicklungen bis zum Jahr 2030 abzudecken. Dabei wurden insbesondere zwei Lufttemperaturstufen definiert, denen die Anlagen standhalten müssen:

- die Langzeittemperatur (TLD), die anstelle der bei der ursprünglichen Auslegung berücksichtigten Temperaturen für Nachberechnungen zur Neudimensionierung herangezogen wird. Sie entspricht einer auf die nächsten 30 Jahre hochgerechneten Höchsttemperatur mit einem sehr hohen Abdeckungsgrad (in der Größenordnung von 98 %), bei der alle für die Sicherheit relevanten Komponenten akzeptable Umgebungsbedingungen aufweisen. Die für den Standort Blayais festgelegte Langzeittemperatur (TLD) der Luft beträgt 35 °C;
- die Ausnahmetemperatur (TE), die für Studien zur Hitzewellenbelastung verwendet wird, um die Grenzen des Betriebsbereichs festzulegen. Die für den Standort Blayais festgelegte Ausnahmetemperatur der Luft beträgt 43,6 °C.

Die wichtigsten Maßnahmen dieses Projekts wurden zwischen 2013 und 2017 umgesetzt:

- Anpassung der Überwachung der Verschmutzung der RRI/SEC-Wärmetauscher zur Verbesserung der Kühlung durch die Kältequelle (Gironde-Mündung), RÉALISÉ
- Austausch oder Schutz temperaturempfindlicher Geräte durch Hitzeschilde: Dieselventile, Stromwandler, Kabel, Sensoren, Brandmeldezentrale usw., RÉALISÉ
- Hinzufügung oder Austausch von Kühlaggregaten (*siehe* unten), RÉALISÉ
- elektrische Notstromversorgung und seismische Verstärkung der Lüftungskreisläufe. RÉALISÉ

Im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung wurden zusätzliche Maßnahmen umgesetzt:

- Verstärkung der thermischen Konditionierung von Gebäuden, die für die nukleare Sicherheit wichtige Elemente enthalten, durch Erhöhung der Lüftungsdurchsätze und/oder der Kühlleistung sowie durch die Installation von Klimaanlagen. RÉALISÉ

Austausch von Kälteaggregaten

Pädagogische Aspekte

Nach der Hitzewelle im Sommer 2003 hat EDF einen Aktionsplan umgesetzt, der insbesondere Folgendes umfasst:

- technische Maßnahmen wie die Erhöhung der Kapazitäten der Kälteanlagen, die Installation zusätzlicher Klimaanlagen sowie Anpassungen an den Anlagen, um deren Betriebsfähigkeit bei Temperaturen zu gewährleisten, die über den bei der Auslegung zugrunde gelegten Werten liegen,
- sowie organisatorische Maßnahmen wie die Einführung spezieller Betriebsvorschriften für Zeiten mit Niedrigwasser in Flüssen (Kaltwasserquelle) oder Hitzewellen („Grands Chauds“).



Neue Kälteanlage
(+ 50 % Kühlleistung)

Beschreibung der Maßnahme

Im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren werden neue, leistungsstärkere Kühlaggregate installiert, um eine höhere Kühlleistung für das Reaktorgebäude (BR) und das Gebäude der nuklearen Hilfsanlagen (BAN) sicherzustellen.

Zum Schutz vor dem Risiko „Starke Winde und durch starke Winde erzeugte Geschosse“ (PGGV):

- Einbau von Metallkonstruktionen und Schutzvorrichtungen an den Filteranlagen der Kaltquelle zum Schutz vor PGGV.

RÉALISÉ

Schutz vor dem Risiko „Starke Winde und durch starke Winde erzeugte Projektile (PGGV)“

Pädagogische Aspekte

Im Rahmen der 3. periodischen Überprüfung hat EDF die Widerstandsfähigkeit seiner Anlagen gegenüber möglichen herumfliegenden Gegenständen bei starken Windböen verstärkt. Im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren wurden die Windgeschwindigkeiten für die Anlagen des „harten Kerns“ bis auf Tornado-Niveau neu bewertet.



Beispiel für Schutzgitter

Beschreibung der Maßnahme

Die Maßnahme besteht darin, an bestimmten Lüftungsöffnungen oder sicherheitsrelevanten Anlagen „Schutzgitter gegen herumfliegende Gegenstände“ anzubringen.

Zum Schutz vor Erdbebenrisiken:

- Verstärkung der Kabelkanäle und Rohrleitungen, die zu den Funktionen des „harten Kerns“ beitragen, auf das Erdbeben-Niveau „harter Kern“ (SND) (siehe unten),

PROPOSÉ

Verstärkung der Kabelkanäle für das Erdbeben der Stufe „Noyau Dur“ (SND)

Pädagogische Aspekte

Die Merkmale der für das Erdbebenrisiko herangezogenen Referenzbeben (SMHV und SMS) werden bei jeder regelmäßigen Überprüfung auf der Grundlage des aktuellen Wissensstands (seismotechnische Zoneneinteilung, Merkmale historischer Erdbeben, neue Erdbeben) neu bewertet, wobei gegebenenfalls Verstärkungsmaßnahmen durchgeführt werden.

Nach dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima-Daiichi (2011) wurde ein Erdbebenrisiko vom Typ „Noyau Dur“ definiert; dieser umfasst das um 50 % erhöhte Sicherheitsbeben des Standorts (SMS) sowie Erdbeben mit einer Wiederkehrperiode von 20.000 Jahren (probabilistisch bewertet).



Hinzufügen von Halterungen für Kabelkanäle

Beschreibung der Anordnung

Um die Erdbebensicherheit gemäß dem „Noyau Dur“-Standard (SND) zu gewährleisten, umfassen die vorgeschlagenen Maßnahmen insbesondere die Verstärkung von Halterungen oder Verankerungen sowie den Austausch von Bauteilen durch solche, die für „Noyau Dur“-Situationen geeignet sind.

Zum Schutz vor dem „Frasil"-Risiko:

- Der im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren geltende Sicherheitsanforderungskatalog umfasst einen Schutz vor dem „Frasil"-Risiko für Blöcke mit offenem Kühlkreislauf.

Einrichtung einer Winterumwälzung zum Schutz vor dem „Frasil"-Risiko

Erläuterungen

Im Winter kann es bei starker Kälte durch die Luft zu einem „Frasil"-Phänomen kommen (Eiskristalle oder Eisfragmente, die von der Strömung mitgerissen werden und auf der Wasseroberfläche der Gironde schwimmen), was zu einer möglichen Verstopfung der Vorfiltergitter oder der Filtertrommeln an der Pumpstation führen kann.

Beschreibung der Anlage

Die für Blayais spezifische Anordnung besteht darin, das warme Wasser, das stromabwärts der Wärmetauscher des Not-Rohwassersystems (SEC) entnommen wird, zurückzuführen und

zum Wasserentnahmebecken.



Luftaufnahme des Kraftwerks Blayais von der Mündungsseite aus
©Air Marine

Zum Schutz vor Blitzschlag:

- Das im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren geltende Sicherheitsanforderungskonzept enthält neue Anforderungen, die darauf abzielen, im Falle eines Blitzschlags das Erreichen und Aufrechterhalten eines sicheren Zustands der Blöcke zu gewährleisten und radioaktive Freisetzungen zu begrenzen, wobei mögliche durch den Blitz ausgelöste Auswirkungen berücksichtigt werden.

Einbau neuer Blitzableiter in unmittelbarer Nähe der Hilfstransformatoren

Pädagogische Aspekte

Ziel ist es, zusätzliche Schutzmaßnahmen zu ergreifen, um die Verfügbarkeit der elektrischen Sicherheitsquellen im Falle eines Blitzschlags in Verbindung mit dem Ausfall eines bestehenden Überspannungsschutzes an den Leitungen des 220-kV-Netzes sicherzustellen.

PROPOSÉ

Beschreibung der Maßnahme

Die vorgeschlagenen Maßnahmen bestehen darin, neue Überspannungsableiter so nah wie möglich an den Hilfstransformatoren (TA) zu installieren, und zwar als Abzweigung an den Niederspannungsklemmen (6,6 kV). Diese Überspannungsableiter dienen dazu, die Spannung im Hochspannungsnetz zu begrenzen, wenn Potentialanstiege auftreten, die das Isolationsniveau der elektrischen Anlagen und Geräte hinter den Hilfstransformatoren überschreiten könnten. Sie ermöglichen es, die Fehlerenergie in die Erde abzuleiten.

Erkenntnisse aus den probabilistischen Belastungsstudien:

Die seit Inbetriebnahme des französischen Kernkraftwerkparks erzielten Fortschritte bei der Beschreibung des Verhaltens der Anlagen in Stör- und Unfallsituationen ermöglichen es, schrittweise in einem immer größeren Anwendungsbereich auf probabilistische Sicherheitsanalysen zurückzugreifen. So wird ab der[3.] periodischen Überprüfung der 1300-MWe-Kraftwerke ein probabilistischer Ansatz in den Nachweis der nuklearen Sicherheit für bestimmte Einwirkungen eingeführt. Die[4.] periodische Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren markiert einen weiteren Schritt in diesem Prozess mit der Umstellung auf die Durchführung probabilistischer Sicherheitsstudien für ein erweitertes Spektrum von Einwirkungen: Brand, Erdbeben, interne Überschwemmung, Hochwasser, Meeresspiegelanstieg, interne Explosion.

Die Einwirkungen, die maßgeblich zum Risiko einer Kernschmelze beitragen, sind Brände im Elektroraum sowie Erdbeben.

Diese probabilistischen Sicherheitsstudien lieferten Erkenntnisse zur Verbesserung der Anlagensicherheit, wie zum Beispiel:

- die Änderung der Steuerungs- und Regelungstechnik der Ventile des Druckhalters des Primärkreislaufs, um deren Öffnung im Falle eines durch einen Brand ausgelösten Fehlalarms zu verhindern,



- die Verbesserung der Erdbebensicherheit der Heizöltanks der Notstromaggregate,



- die Einführung des „harten Kerns“ (letzter Notstromdiesel, Notwasserversorgung, Steuerungs- und Kontrollsystem „harter Kern“) zur Erhöhung der Widerstandsfähigkeit der Anlage gegen Störereignisse wird in Phase B abgeschlossen.



4.2.4. *Lagerbecken für abgebrannte Brennelemente*

4.2.4.1. Allgemeiner Rahmen des Themas

EDF hat sich zum Sicherheitsziel gesetzt, die Brennstoffelemente bei unbeabsichtigten Entleerungen und bei Verlust der Kühlung unter Wasser zu halten.

Die Sicherheit der Lagerbecken für abgebrannte Brennelemente wurde neu bewertet:

- Prävention und Bewältigung von Zwischenfällen und Unfällen, die gelagerte oder gehandhabte Brennelemente betreffen,
- Schutz der Kühlsysteme des Lagerbeckens für abgebrannte Brennelemente vor internen Beeinträchtigungen,
- Vermeidung von Risiken im Zusammenhang mit der Handhabung von Brennstofftransportbehältern.

Deterministische Untersuchungen haben gezeigt, dass die Sicherheitskriterien für alle im Rahmen des Sicherheitsnachweises berücksichtigten Unfallauslöser dank der bestehenden Vorkehrungen erfüllt sind.
Dieser Ansatz wurde auf interne Einwirkungen ausgeweitet; er hat gezeigt, dass die Ableitung der Restleistung und der Wasserstand im Brennelementbecken auch in diesen Situationen gewährleistet sind.

Zur Ergänzung des deterministischen Ansatzes wurden probabilistische Untersuchungen durchgeführt. Diese Untersuchungen zeigen, dass die Risiken einer Freilegung des Brennstoffs dank der bestehenden Schutzmaßnahmen bereits äußerst gering sind:

- hinsichtlich des Risikos einer versehentlichen Entleerung des Brennstoffbeckens: automatische Absperrung der Ansaugleitung des Kühlkreislaufs des Brennstoffbeckens (PTR) bei Erreichen eines „sehr niedrigen“ Füllstands im Becken,
- hinsichtlich des Risikos der Kühlung: Wasserzufuhr in das Brennelementlagerbecken durch das Brandbekämpfungssystem.

Diese Risiken werden durch bereits umgesetzte oder im Rahmen der 4. ^{e}periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren vorgeschlagene Maßnahmen weiter verringert (*siehe* unten).

4.2.4.2. Abbildungen der wichtigsten Maßnahmen

Brand

Um im Brandfall den Ausfall beider Kühlkreisläufe[13]zu vermeiden, hat EDF die Installation einer Flammensperre vorgesehen, die das Risiko einer Brandausbreitung von einer Pumpe des Kühlkreislaufs auf die andere ausschließt.



Kühlung des „PTR bis"-Beckens

Im Rahmen der nach Fukushima getroffenen Maßnahmen ermöglicht die diversifizierte Wasserquelle (SEG) die Wasserzufuhr zum Becken des Brennelementgebäudes.



Im Rahmen der[4.]periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren ermöglicht ein neues mobiles Kühlsystem (PTR *bis*) für das Lagerbecken eine Diversifizierung der Kühlquelle und gewährleistet im Falle eines Ausfalls des Kühlkreislaufs im Normalbetrieb die Rückkehr zu einer Kühlsituation des Brennelementlagers ohne Siedevorgänge. Diese Art von Maßnahme
ermöglicht es, die Auslegung der 900-MWe-Reaktoren an die der EPR-FLA3-Reaktoren anzunähern.



Einführung eines neuen, diversifizierten mobilen Kühlsystems: PTR bis

Pädagogische Aspekte

Im Normalbetrieb wird die Kühlung des Wassers im Brennelementbecken durch das Aufbereitungs- und Kühlsystem PTR gewährleistet, das über zwei redundante Kreisläufe verfügt. Bei einem Störfall, der zum Ausfall des PTR-Systems führt, wird die Restleistung der im Becken befindlichen Brennelemente durch Verdampfung des Beckenwassers abgeführt. Die manuelle Inbetriebnahme des Brandschutzsystems (JPI) in einer Zusatzkonfiguration für das Brennelementbecken verhindert, dass die Brennelemente während der gesamten Dauer des Transienten ungeschützt bleiben. Die Rückkehr zur Kühlung des Brennelementbeckens wird durch die Wiederinbetriebnahme eines Kühlkreises des PTR-Systems gewährleistet.

Beschreibung der Anordnung

Die Hinzufügung einer *„PTR*-bis"-Vorrichtung zielt darauf ab, das Management von Situationen mit Kühlungsausfall im Brennstoffbecken zu verbessern, indem zusätzlich zu den beiden PTR-Kühlkreisläufen ein weiteres Mittel zur Kühlung des Brennstoffbeckens bereitgestellt wird, das auf einer diversifizierten mobilen Kältequelle basiert. Dieses *PTR-bis-System* umfasst mobile Geräte (in der Abbildung rot dargestellt), die von der Nuklearen Schnelleinsatztruppe (FARN) zum Standort transportiert und in Betrieb genommen werden. Diese Geräte sind über ortsfeste Rohrleitungen (in der Abbildung grün dargestellt), die an der Fassade des Brennelementlagers münden, mit dem Brennelementlager verbunden. Sowohl die mobilen Geräte als auch die dazugehörige Logistik sind so konzipiert, dass sie den Transport und den Einsatz vor Ort vereinfachen und eine schnelle Inbetriebnahme des Systems ermöglichen.

[13] Die Kühlung des Brennelementbeckens erfolgt über zwei zu 100 % redundante Kühlleitungen (Pumpen und Rohrleitungen), die jeweils als Notversorgung dienen, falls die andere ausfällt. Der Ausfall beider Leitungen würde die Kühlung des Brennelementbeckens durch dieses System verhindern.

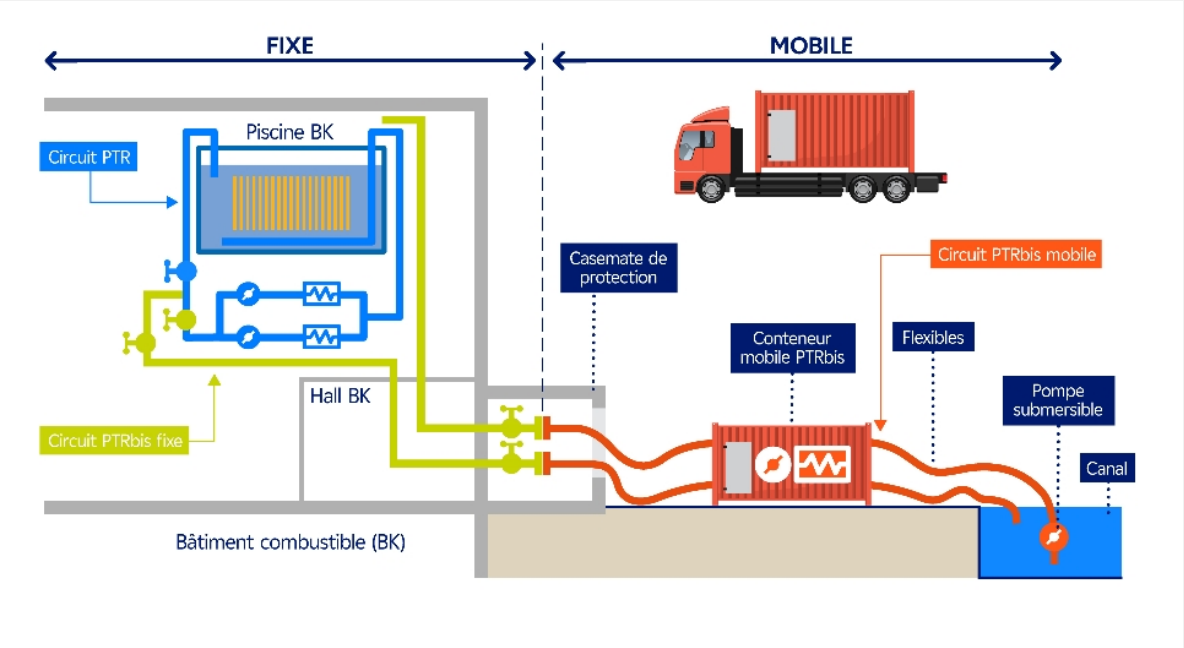


Abbildung 18. Schematische Darstellung des PTR-bis-Kühlsystems

Auswirkungen der Übertragung der Unfallszenarien des EPR FLA3 auf Kraftwerke der 900-MWe-Klasse

Die Bewertung des Verhaltens der Brennelementbecken in den 900-MWe-Kraftwerken hinsichtlich der für den EPR FLA3 ausgewählten und in der ursprünglichen Auslegung nicht berücksichtigten Unfallszenarien hat gezeigt, dass sie derzeit ein gutes Maß an Robustheit aufweisen. Um diese noch weiter zu verbessern, wird vorgeschlagen, die automatische Absperrvorrichtung der Ansaugleitung des normalen Kühlkreislaufs des Brennelementbeckens zu verdoppeln.

RÉALISÉ

4.2.5. *Unfälle mit Kernschmelze*

4.2.5.1. Allgemeiner Rahmen des Themas

Im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren bei Unfällen mit Kernschmelze ist es das Ziel der EDF, das Risiko früher und umfangreicher Freisetzungen deutlich zu verringern, um dauerhafte Auswirkungen auf die Umwelt zu vermeiden.
Zu diesem Zweck strebt EDF an, die Radioaktivität im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze im Sicherheitsbehälter einzudämmen, und zwar durch:

- die Stabilisierung des Coriums auf der Fundamentplatte des Reaktorgebäudes durch dessen Verteilung und erneute Überflutung,
- die Ableitung der Restleistung aus dem Kern, ohne die Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Sicherheitsbehälters (sogenannte U5-Vorrichtung) zu öffnen.

Diese „Noyau Dur“-Maßnahmen ermöglichen es, die radiologischen Folgen eines Unfalls mit Kernschmelze erheblich zu begrenzen.

4.2.5.2. Abbildungen der wichtigsten Maßnahmen

Teil 1 der Maßnahmen: Stabilisierung und Kühlung des Coriums auf der Fundamentplatte des Reaktorgebäudes:

Einrichtung einer Vorrichtung zur „Stabilisierung des Coriums“ unter dem Reaktorbehälter

Pädagogische Aspekte

RÉALISÉ

Im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze kann das Schmelzen der Brennelemente zur Bildung eines Corium-Bades(1)führen, das langfristig den Reaktorbehälter durchbrechen und anschließend zur Erosion der Fundamentplatte(2)führen kann. Um ein Durchbrechen der Fundamentplatte (letzte Barriere des
Eindämmung), wird bei den 900-MWe-Reaktoren eine Vorrichtung zur „Corium-Stabilisierung“ eingesetzt, die dem „Core Catcher“ des EPR entspricht.

(1) : Corium ist ein metallisch-mineralisches Magma, das aus geschmolzenen Bestandteilen des Kernreaktorkerns sowie aus Mineralien besteht, die es auf seinem Weg aufnehmen kann.

(2) : Das Reaktorgebäude verfügt über ein Fundament in Form einer Fundamentplatte, einer mehrere Meter dicken Betonplatte.

Beschreibung der Anordnung Bei einem Unfall mit Kernschmelze und Durchbruch des Reaktorbehälters verteilt sich das Corium trocken in Bereichen von Auffangbereichen , die sich unter dem Reaktorbehälter befinden und zu diesem Zweck angelegt wurden. Das Corium wird anschließend durch Schwerkraft mit dem Wasser aus den Sammelbecken am Boden des Gebäudes , das durch die Sicherheitsinjektionskreisläufe (RIS), das Sprühsystem des Sicherheitsbehälters (EAS) oder durch das Sprühsystem Sprühsystem „Harter Kern“ (EAS-ND) gefüllt.



Prinzipskizze aus dem EPR

Einrichtung eines Corium-Kühlsystems „EAS-ND-System“

Lehrbeispiel

Bei Ausfall der Sicherheitssysteme erwärmt sich der Reaktorkern bis zur Kernschmelze. Nach der Ausbreitung und dem Wiedereintauchen des Coriums könnte die freigesetzte Energie ohne Kühlung zu einem Anstieg von Druck und Temperatur im Sicherheitsbehälter führen, bis die Öffnungsschwelle des Druckentlastungsfilters des Sicherheitsbehälters erreicht ist.

RÉALISÉ

Beschreibung der Anordnung

Die Anordnung „EAS-ND“ ermöglicht es, die Restleistung des Coriums abzuleiten, ohne dass sich der Druckentlastungsfilter des Sicherheitsbehälters öffnet, wenn die Sicherheitssysteme ausfallen.

Diese Anordnung umfasst:

- eine Pumpe, die im Direkteinspeisebetrieb aus dem PTR-Behälter oder im Umwälzbetrieb aus den Sammelbecken des Reaktorgebäudes betrieben werden kann und vom Diesel DUS gespeist wird,
- einen Wärmetauscher, der die Wärmeabfuhr aus dem von der Pumpe (EAS-ND) geförderten Primärmedium an die Kältequelle „Harter Kern“ (SF-ND) ermöglicht,
- eine „Hard-Core“-Kühlquelle (SF-ND), bestehend aus einer mobilen Pumpanlage, die von der FARN transportiert und eingesetzt wird (Dieselaggregate, die Tauchpumpen versorgen). Sie ist über flexible Rohrleitungen, die an Anschlüsse am Rand des Reaktorblocks angeschlossen sind, mit dem Kühlkreislauf verbunden.

Anmerkung: Diese EAS-ND-Anordnung ermöglicht auch die Befüllung der Sumpfbecken des Reaktorgebäudes, die zur Stabilisierung des Coriums erforderlich sind.

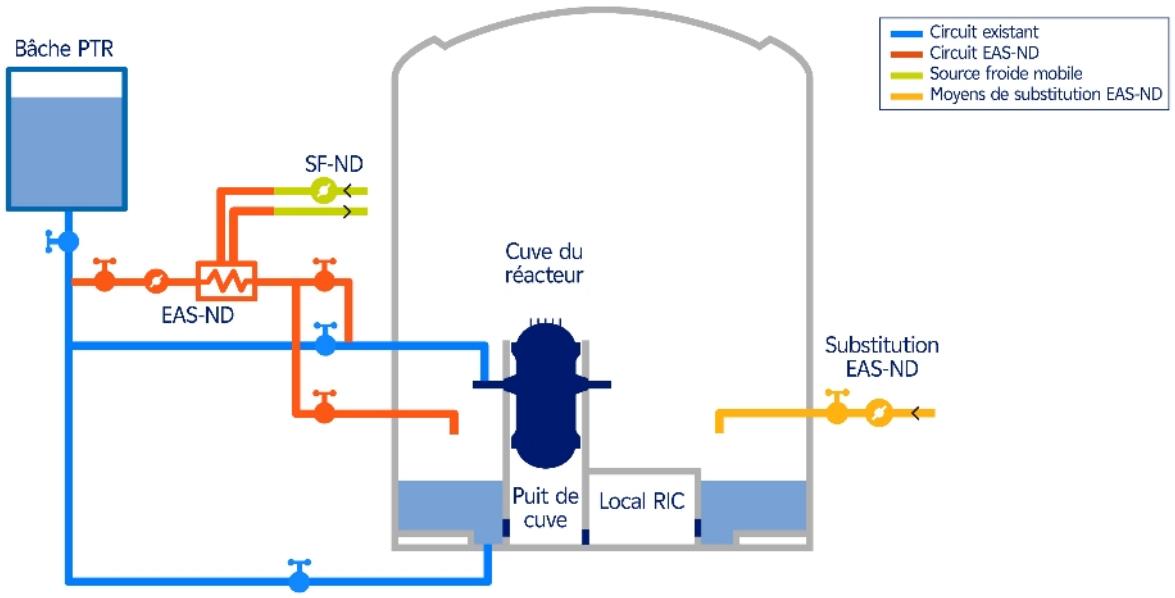


Abbildung 19. Schematische Darstellung der Kühlung im Falle einer Kernschmelze

Um zudem eine ausreichende Betondicke zu gewährleisten, die ihre wesentlichen mechanischen Eigenschaften beibehält, wird EDF die Betonfundamentplatte in den Räumen, die zur Verteilung des Coriums dienen, d. h. im Reaktorbehälter-Schacht und im (RIC-Raum). Diese Maßnahme zielt darauf ab, die radiologische Eindämmung durch die dritte Sicherheitsbarriere in solchen Unfallsituationen mit Kernschmelze zu gewährleisten.

PROPOSÉ

Ergänzend dazu und gemäß der Anweisung der ASNR wird EDF eine zusätzliche Maßnahme umsetzen, die eine mittel- bis langfristige Wasserzufuhr in den Boden des Sicherheitsbehälters mittels mobiler Einrichtungen ermöglicht, um die Kühlung des Coriums im Falle eines Ausfalls oder der Nichtverfügbarkeit des EAS-ND aufrechtzuerhalten.

PROPOSÉ

Teil 2 der Maßnahmen: Rückführung eventuell austretender Wassermengen aus dem Corium-Kühlsystem

Das „Noyau Dur“-System zur Kühlung des Coriums (EAS-ND) ist nach sehr hohen Anforderungen hinsichtlich Dichtheit, Strahlungsbeständigkeit und Hochtemperaturbeständigkeit ausgelegt. Dennoch berücksichtigt EDF im Rahmen eines vorsichtigen Konstruktionsansatzes und als Folge der Anweisungen zu den Bestimmungen der 4e-periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren mögliche Wasserleckagen aus dem Kühlsystem durch die Sammlung und Rückführung dieser Leckagen aus dem „Noyau Dur“-Kreislauf in das Reaktorgebäude.

PROPOSÉ

Rückführung eventueller Wasserleckagen aus der EAS-ND-Anlage in das Reaktorgebäude

Pädagogische Aspekte

Bei der Bewältigung von Unfällen mit Brennstoffschmelze kommt das EAS-ND-System zum Einsatz, das sich im Brennstoffgebäude (BK) befindet. Dieses System ist als Erweiterung der dritten Sicherheitsbarriere konzipiert; im Falle von Leckagen könnte es jedoch zu einer Ansammlung von kontaminiertem Wasser am Boden des BK kommen, was das Risiko radioaktiver Freisetzungen birgt.



Wärmetauscher des EAS-ND-Systems



Pumpe des EAS-ND-Systems

Beschreibung der Anordnung

Die Anordnung umfasst die Installation von Auffang- und Pumpvorrichtungen, Rohrleitungen und Armaturen, die für die ungünstigsten Bedingungen ausgelegt sind, um das in den Auffangbecken am Boden des Brennstoffgebäudes aufgefangene Leckwasser wieder in das Reaktorgebäude (BR) zurückzuführen.

Teil 3 der Maßnahmen: Dekontaminierung des Wassers aus dem Reaktorgebäude

Die Strategie für den Umgang mit dem durch eine Kernschmelze kontaminierten Wasser aus den Reaktorkreisläufen besteht darin, es im unteren Bereich des Reaktorgebäudes einzuschließen.

Es wird eine Vorrichtung zur Dekontamination des dort gelagerten Wassers vorgeschlagen.

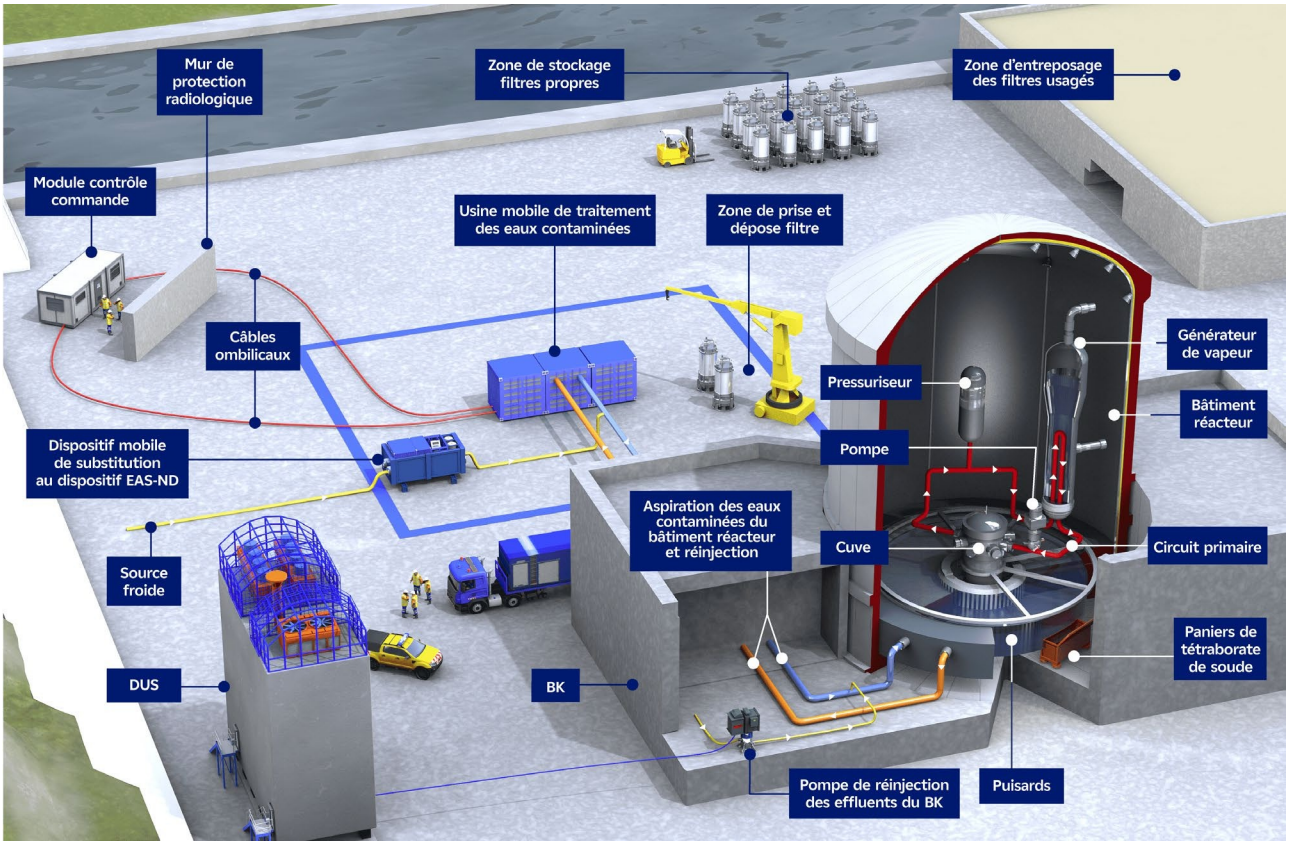
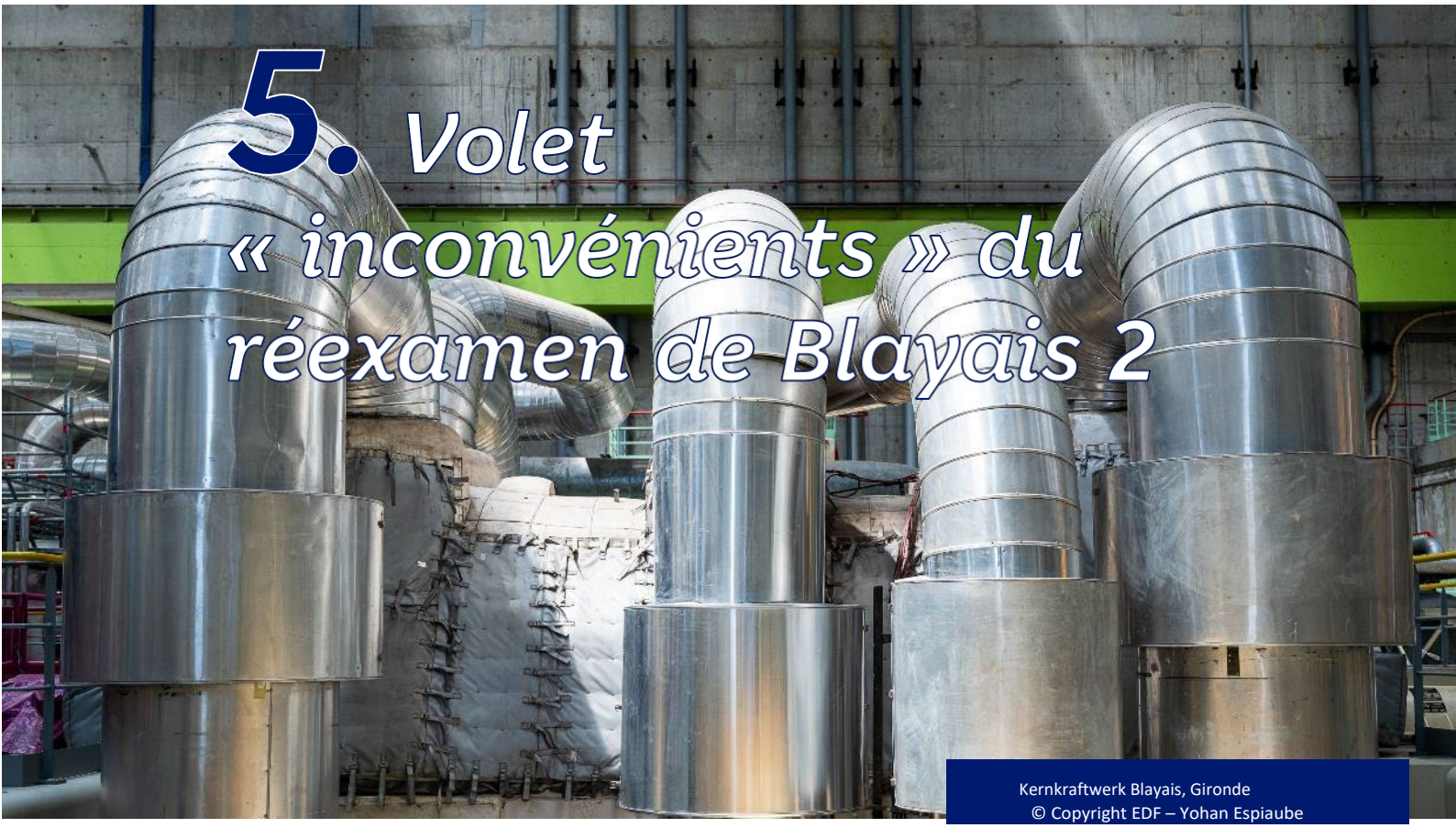


Abbildung 20. Schematische Darstellung der Anlage zur Dekontamination des Wassers aus dem Reaktorgebäude



5. Volet « inconvénients » du réexamen de Blayais 2

Kernkraftwerk Blayais, Gironde
© Copyright EDF – Yohan Espiaube

Dieser Teil der regelmäßigen Überprüfung von Blayais 2 befasst sich mit der Beherrschung der Nachteile, die die Anlage im Normalbetrieb aufgrund von Wasserentnahmen, Ableitungen und Abfällen sowie der von ihr möglicherweise verursachten Belästigungen (Lärm, Erschütterungen, Gerüche oder Staubentwicklung) mit sich bringt.

Diese Beeinträchtigungen sind Gegenstand behördlicher Vorschriften, in denen insbesondere einzuhaltende Grenzwerte festgelegt sind. Diese Grenzwerte gelten für den gesamten Standort, weshalb sich die meisten der im Folgenden dargestellten Schlussfolgerungen auf das gesamte Kraftwerk beziehen und nicht nur auf den Reaktor Nr. 2.

Das folgende vereinfachte Schema veranschaulicht die mit dem Normalbetrieb eines Reaktors im Kernkraftwerk Le Blayais (mit „offener“ Kühlung) verbundenen Nachteile.

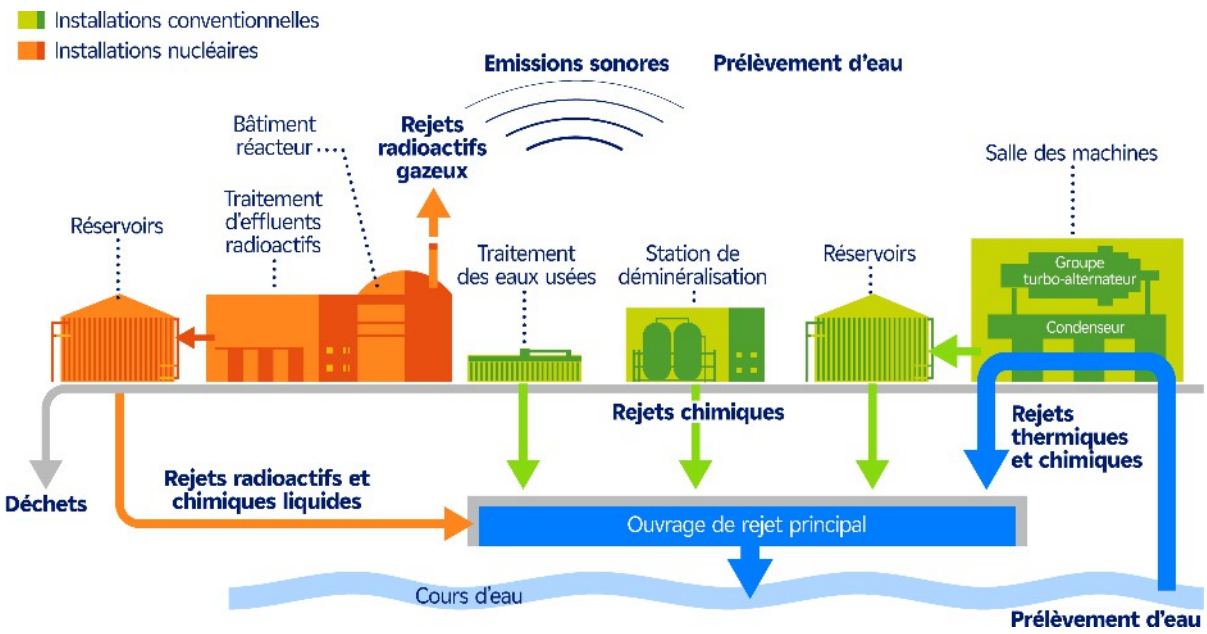


Abbildung 21. Darstellung der Nachteile nach Anlagenteilen Kaltquelle im „offenen“ Kreislauf

Gemäß den behördlichen Anforderungen umfasst der Abschnitt „Nachteile“ der Überprüfung:

- zum einen eine Bestandsaufnahme der Konformität der Anlage mit den geltenden Vorschriften sowie die Auswertung der Betriebserfahrungen aus dem vergangenen Jahrzehnt,
- andererseits die Aktualisierung der Bewertung der Nachteile, die die Anlage im Normalbetrieb für Gesundheit und Umwelt mit sich bringt, unter Berücksichtigung neuer Erkenntnisse, darunter auch solche zum Klimawandel und seinen Auswirkungen.

5.1. Maßnahmen im Hinblick auf die geltenden Vorschriften und die gewonnenen Erfahrungen

Im Rahmen der regelmäßigen Überprüfung wird die Konformität der Ausrüstung und der Tätigkeiten der Anlage anhand der geltenden gesetzlichen Anforderungen bewertet. Ergänzt wird diese Analyse durch die Auswertung der Erfahrungen aus zehn Betriebsjahren hinsichtlich bedeutender Ereignisse sowie der Kontrolle der Wasserentnahme und des Wasserverbrauchs, der Einleitungen, der Umweltbelastungen und der Abfallbewirtschaftung.

5.1.1. Einhaltung der Vorschriften

Die wichtigsten Rechtsvorschriften speziell im Bereich der Umweltbelastungen sind das Umweltgesetzbuch, der INB-Erlass, die allgemeinen Entscheidungen der ASN zur Abfallentsorgung, die Begrenzung von Belästigungen sowie der Auswirkungen auf Gesundheit und Umwelt sowie die für die vier Reaktoren des Kernkraftwerks Blayais geltenden Einzelentscheidungen der ASN bezüglich der Modalitäten und Grenzwerte für Wasserentnahmen und Ableitungen.

Ergänzend zu den jährlichen Überprüfungen im Rahmen der ISO 14001-Zertifizierung des Umweltmanagementsystems des Kernkraftwerks Blayais wurde im Januar 2024 im Rahmen der vierten periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren eine umfassende Bestandsaufnahme des Standes der Einhaltung der Vorschriften durchgeführt. Von insgesamt rund 3.700 Anforderungen wurde im Bereich des Konformitätsmanagements keine kritische Anforderung festgestellt.

Im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren durchgeführte Kontrollen haben bestätigt, dass die vorgeschriebenen Wartungs-, Kontroll- und Prüfmaßnahmen für Anlagen, die für den Schutz vor Nachteilen (EIPi) von Bedeutung sind, ordnungsgemäß umgesetzt wurden. Ergänzende Kontrollen der Anlagen zur Abwasserbehandlung und Abfallkonditionierung führten zu dem Schluss, dass die für diese Anlagen geltenden Kontroll- und Wartungsprogramme ausreichend sind.

Zusammenfassend lässt sich sagen, dass die im Rahmen der regelmäßigen Überprüfung von Blayais 2 durchgeführten Analysen bestätigen, dass das Kernkraftwerk Blayais so organisiert ist, dass die Einhaltung der geltenden Vorschriften jederzeit gewährleistet ist. Es sind keine weiteren Verbesserungsmaßnahmen erforderlich.

5.1.2. Zusammenfassung der gewonnenen Erkenntnisse und wichtigste Maßnahmen zur kontinuierlichen Verbesserung

Bedeutende Ereignisse

Zwischen Januar 2012 und Dezember 2021 meldete das Kernkraftwerk Blayais 65 bedeutende Ereignisse im Zusammenhang mit Störungen. Sie hatten alle keine erkennbaren Auswirkungen auf die Umwelt. Sie führten jedes Mal zur Umsetzung von Korrektur- und Vorbeugungsmaßnahmen, deren Wirksamkeit überprüft wurde. Diese Analyse der Erfahrungen aus zehn Betriebsjahren bestätigt, dass das Management bedeutender Ereignisse ordnungsgemäß in das Managementsystem des Kernkraftwerks Blayais integriert ist.

Wasserentnahme und -verbrauch

Über einen Zeitraum von 10 Jahren blieben die Wasserentnahmen und der Wasserverbrauch des Kraftwerks im Durchschnitt stabil.

Für den Betrieb der vier Reaktoren vom Typ 900 MWe hat das Kernkraftwerk Blayais durchschnittlich 4.800 Millionen m^3 Wasser pro Jahr aus der Gironde-Mündung entnommen und anschließend wieder zurückgeleitet.

Das Kernkraftwerk Blayais nutzt außerdem Süßwasser aus der Isle, durchschnittlich 700 Tausend m^3 Wasser pro Jahr. Dieses Wasser wird von der Société d'Aménagement Urbain et Rural (SAUR, Société Lyonnaise des Eaux et de l'Eclairage (SLEE)) für industrielle Zwecke bereitgestellt: zur Erzeugung von demineralisiertem Wasser für die Primär- und Sekundärkreisläufe, den Brandschutzkreislauf *usw.*

Um die Kapazität zur Aufbereitung radioaktiver Abwässer während der Stillstandszeiten zu erhöhen und die Widerstandsfähigkeit gegenüber unvorhergesehenen Ereignissen zu verbessern, nutzt der Standort seit 2003 ein mobiles Abwasseraufbereitungssystem.



Einrichtung einer mobilen Kläranlage

Pädagogische Aspekte

Eine gute Wasserqualität im Sekundärkreislauf ist unerlässlich, um Korrosionserscheinungen an den darin befindlichen Metallen zu begrenzen. Bei der Wiederinbetriebnahme der Reaktoren ist es daher notwendig, einen erheblichen Teil des Wassers im Sekundärkreislauf durch die Zugabe von entmineralisiertem und aufbereitetem Wasser zu erneuern, um die erforderliche Wasserqualität zu erreichen.



Beschreibung der Anlage

Im Jahr 2003 wurde das Kernkraftwerk Blayais mit einer mobilen Wasseraufbereitungsanlage ausgestattet, die über eine dauerhafte Verbindung an den Sekundärkreislauf angeschlossen werden kann. Bei der Wiederinbetriebnahme der Reaktoren ermöglicht diese mit verschiedenen Filterstufen ausgestattete Anlage, sehr schnell die richtigen Eigenschaften des Wassers im Sekundärkreislauf zu erreichen, wodurch sowohl die Wasserzugaben als auch die Ableitung von Abwasser aus dem Sekundärkreislauf deutlich reduziert werden. Dies trägt somit dazu bei, die für den industriellen Verbrauch entnommene Wassermenge zu verringern.

Bilanz der Abwasserableitungen

Die Analyse der radioaktiven und chemischen Abwasserableitungen des Kernkraftwerks Blayais über einen Zeitraum von 10 Jahren zeigt insgesamt eine allgemeine Stabilität auf niedrigem Niveau, die auf die Optimierung der Betriebsabläufe und verschiedene umgesetzte Maßnahmen zur kontinuierlichen Verbesserung zurückzuführen ist, zum Beispiel:

› Seit einigen Jahren haben Maßnahmen zur Verbesserung der Dichtheit der Brennstoffhüllen und der Leitungen für radioaktive Gase sowie – falls erforderlich – zur Verringerung der Aktivität der Radionuklide durch eine verzögerte Freisetzung seit 2014 zu einem Rückgang der Freisetzungen radioaktiver Gase geführt, wie die folgende Abbildung zeigt:

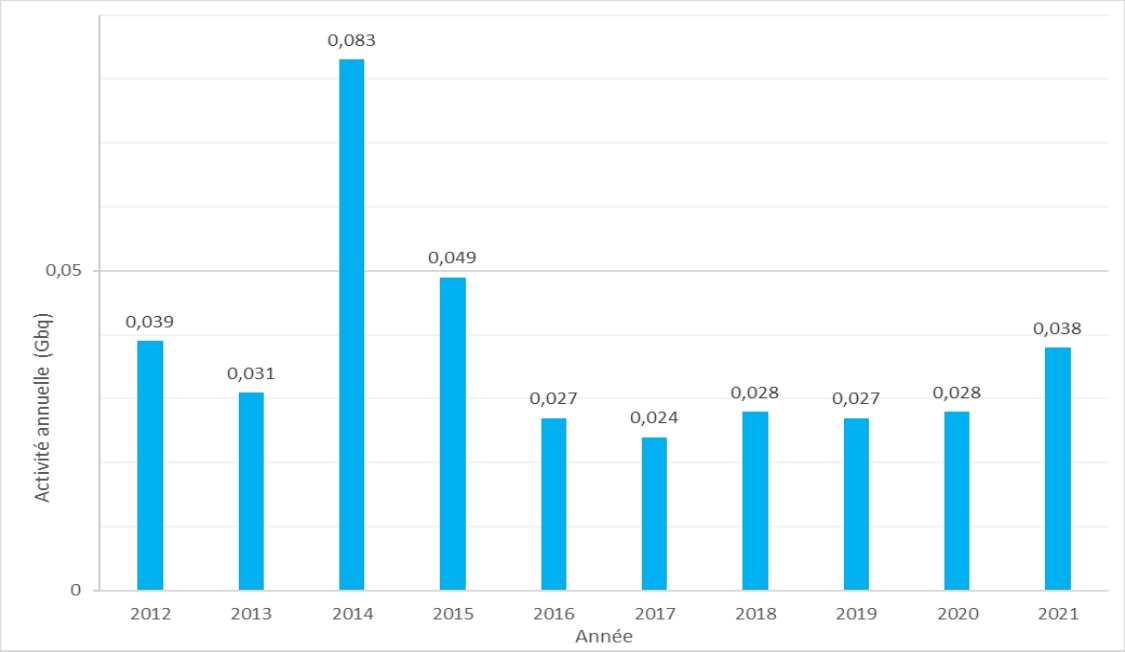


Abbildung 22. In die Atmosphäre freigesetzte Jodaktivität des Kernkraftwerks Blayais im Zeitraum 2012–2021

› Um die Freisetzungen von Hydrazinhydrat (einem zur Verhinderung von Korrosion in den Kreisläufen verwendeten Produkt) weiter zu reduzieren, wendet das Kraftwerk seit 2011 den Abbau von Hydrazin durch Belüftung mit Luft und durch Injektion von Kupfersulfat an, was zu Freisetzungen von weniger als 1 kg/Jahr/Reaktor führt.

RÉALISÉ

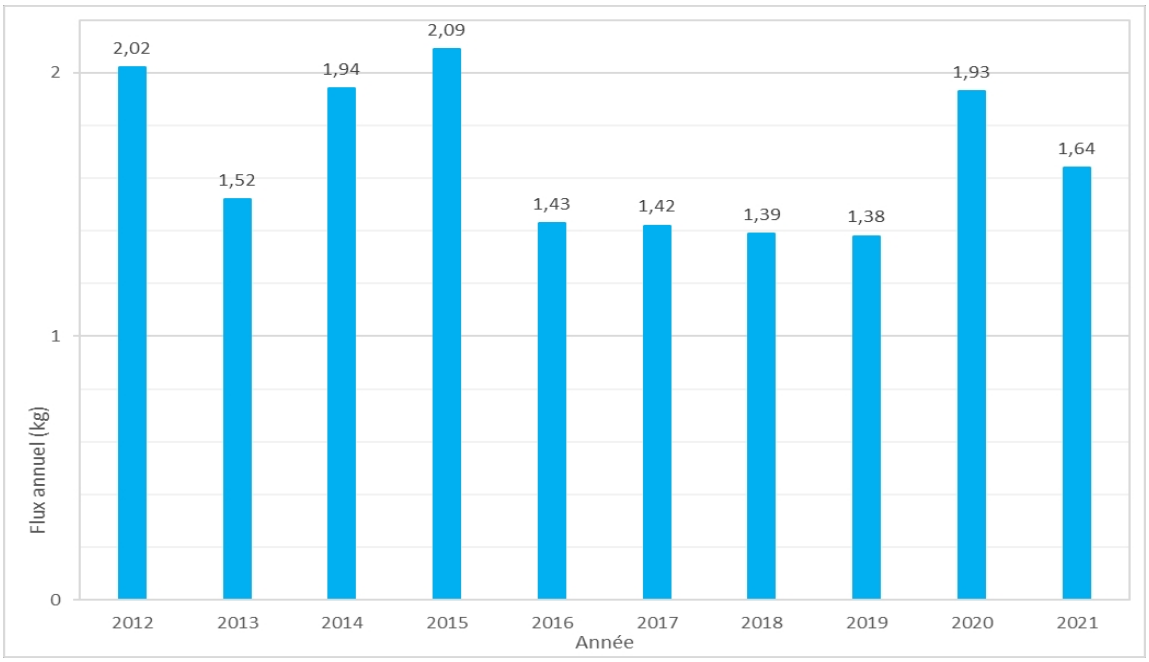


Abbildung 23. Jährliche Hydrazin-Emissionen des Kernkraftwerks Blayais im Zeitraum 2012–2021

› Seit 2017 wird das Wasser des Sekundärkreislaufs der Reaktoren des Kernkraftwerks Blayais nicht mehr mit Morpholin, sondern mit Ethanolamin aufbereitet, das eine höhere Wirksamkeit aufweist und zu geringeren, biologisch abbaubaren Einleitungen führt.

RÉALISÉ

› Um die Freisetzung von radioaktivem Iodgas in die Atmosphäre aus als risikobehaftet identifizierten Räumen zu verhindern, wird vorgeschlagen, diese Räume an eine Abluftanlage mit Iodfalle anzuschließen.

RÉALISÉ

Bilanz der Wärmeabgaben

Über den Zeitraum von zehn Jahren entsprachen die Wärmeabgaben den gesetzlichen Vorschriften, mit Ausnahme einiger Überschreitungen, die jedoch keine Auswirkungen auf die Umwelt hatten.

EDF hat in den Jahren 2013, 2017 und 2021 Messungen zur Überwachung der Wärmefahne durchgeführt. Die Position der Wärmefahne variiert je nach den Bewegungen der Wassermassen im Verlauf der Gezeiten. Bei Ebbe erstreckt sich die Wärmeschlange flussabwärts; bei der Umkehr der Strömung während der Flut kehrt sich die Strömungsrichtung flussaufwärts um, und die Wärmeschlange wandert dann die Flussmündung hinauf – allerdings über eine geringere Strecke als flussabwärts –, was auf die Asymmetrie zwischen Flut und Ebbe in der Flussmündung zurückzuführen ist und keine besonderen Maßnahmen erfordert.

Abfallbilanz

Im Bereich der Abfallbewirtschaftung war der Zeitraum 2011–2020 durch die Einführung von Maßnahmen zur Verbesserung der Kontrolle über die Lagerung von konditionierten oder in der Konditionierung befindlichen radioaktiven Abfällen gekennzeichnet. Seit 2011 und 2017 ist die Auslastung des TFA-Geländes gering und stabil, da die anfallenden Abfälle keine Zwischenlagerung erfordern.
Im Jahr 2018 führte der vollständige Austausch der „Verru"-Brücke (Mouty-Brücke) zur Zwischenlagerung dieses massiven Metallabfalls von 41 Tonnen auf dem TFA-Gelände (*siehe* Grafik unten).

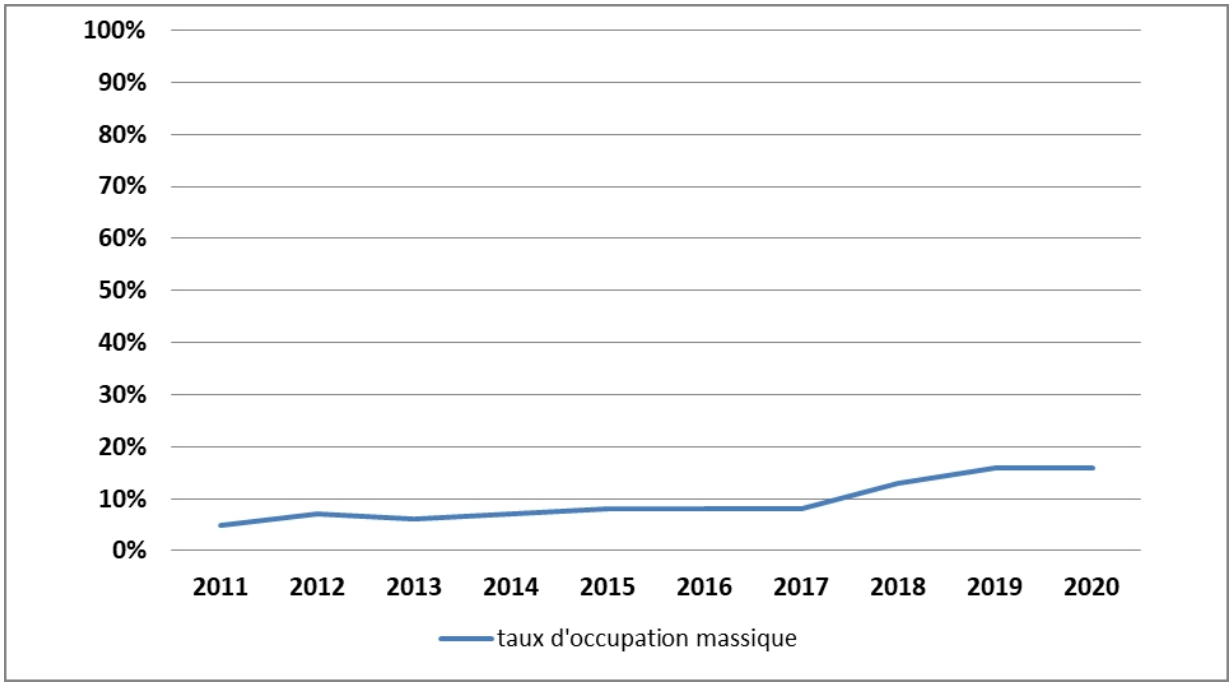


Abbildung 24. Entwicklung der Massenauslastung des TFA-Geländes im Zeitraum 2011–2020

Im Zeitraum 2011–2020 hat der Standort zudem den gesamten regulierten konventionellen Abfall (Verpackungen, Öle, Batterien) sowie den nicht gefährlichen konventionellen Abfall (Grüne Liste, die Abfälle umfasst, die als wenig oder gar nicht umweltschädlich gelten (*siehe* Grafik unten)) verwertet.

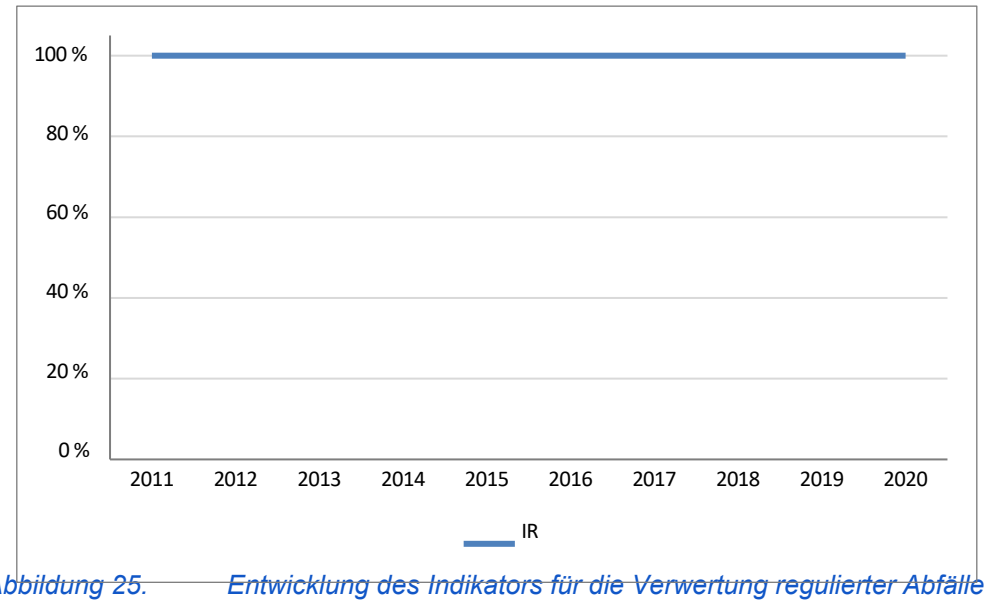


Abbildung 25. Entwicklung des Indikators für die Verwertung regulierter Abfälle (IR)

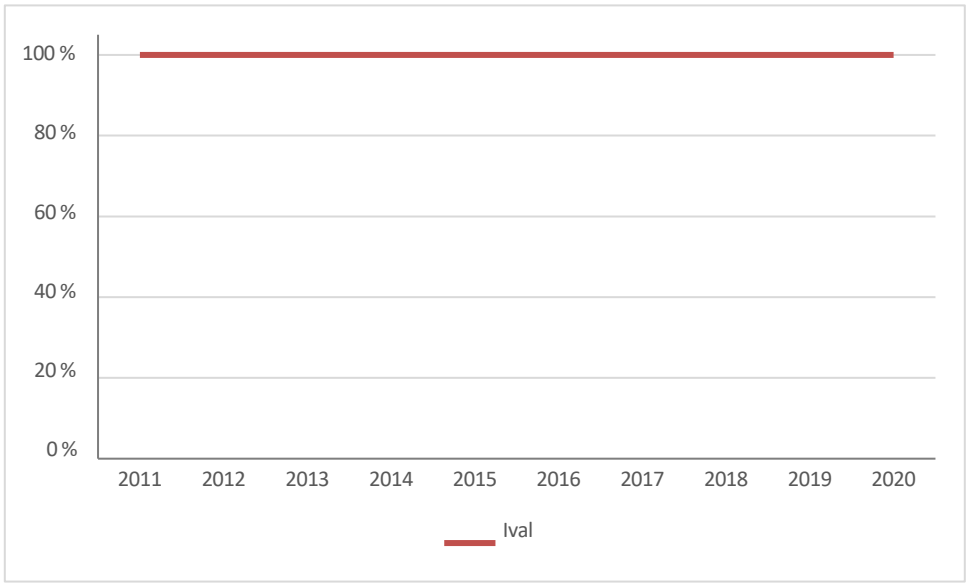


Abbildung 26. Entwicklung des Indikators zur Verwertung von Abfällen der Grünen Liste (Ival)

Umweltmanagement

Die Zertifizierung nach ISO 14001 für alle Kernkraftwerke von EDF, einschließlich des Kernkraftwerks Blayais, wurde im Mai 2021 erneuert. Das Umweltmanagement stützt sich im Tagesgeschäft auf einen Prozess, dessen Ziele darin bestehen, Umweltauswirkungen zu identifizieren, zu vermeiden und zu kontrollieren sowie zur kontinuierlichen Verbesserung der Leistungen unter Einhaltung der Umweltvorschriften beizutragen. Dies führte beispielsweise dazu, dass:

- zum Ersatz der verschiedenen IT-Anwendungen, mit denen die Umweltaktivitäten der Kernkraftwerksstandorte verwaltet wurden, durch das Informationssystem für Ableitungen und Umwelt im Nuklearbereich von EDF (SIRENe), RÉALISÉ
- zur Neugestaltung des Umweltreferenzrahmens. RÉALISÉ

Umweltüberwachung

Seit der Inbetriebnahme der EDF-Kernkraftwerke wird ein Umweltüberwachungsprogramm durchgeführt, und EDF ergreift regelmäßig Maßnahmen zur Verbesserung der Umweltüberwachungssysteme. Tägliche, wöchentliche und monatliche Kontrollen werden in terrestrischen und marinen Ökosystemen, in der Umgebungsluft, in Oberflächengewässern und im Grundwasser durchgeführt: Jedes Jahr führt das Kernkraftwerk Blayais mehr als 20.000 Messungen durch, deren Ergebnisse an die Behörden weitergeleitet und in Dokumenten oder Informationsmaterialien für die Öffentlichkeit verwendet werden.

Artenvielfalt

Als Nutzer von Land- und Gewässernaturräumen und als Grundstückseigentümer ist EDF unmittelbar von Fragen der Biodiversität betroffen. Das Kernkraftwerk Blayais engagiert sich für den Erhalt der lokalen Biodiversität im Rahmen einer proaktiven Politik zur Erweiterung des Wissens sowie zum Schutz von Fauna und Flora durch verschiedene Partnerschaften, zum Beispiel:

- mit dem Jagdverband der Gironde, der das Vogelschutzgebiet von Blayais verwaltet. Es konnten zahlreiche Maßnahmen umgesetzt werden, um ein Mosaik aus Feuchtgebieten zu schaffen, die Wasserwirtschaft des Standorts zu steuern und so das volle Potenzial für die Aufnahme von überwinternden Wasservögeln auszuschöpfen. Im Jahr 2009 wurden zudem innerhalb und außerhalb des Schutzgebiets Storchennester aufgestellt, um die Ansiedlung dieser Art zu fördern, die im Norden der Gironde bereits stark vertreten ist. Seit 2019 wird ein Bewirtschaftungsplan umgesetzt, der es ermöglicht, das Wissen über andere Artengemeinschaften (z. B. Amphibien, Schmetterlinge, Libellen) zu erweitern,
- in Zusammenarbeit mit dem Conservatoire Botanique National Sud-Atlantique (CBNSA) und lokalen Fachleuten (Semence Nature – Pépinière Naudet), um die Verwendung von lokalem Saatgut zu fördern. In diesem Rahmen wurden im Jahr 2020 etwa 2.000 m² Blumenbrachen eingesät und 100 Setzlinge im Naturschutzgebiet gepflanzt.

Der Erhalt der Artenvielfalt stand auch im Mittelpunkt der Arbeiten, die das Kernkraftwerk Blayais im Jahr 2021 an vier Abschnitten der im Flussbett der Mündung verlegten Ableitungsrohre durchführte.

Um die Wechselwirkungen zwischen dem Kernkraftwerk Blayais und den Meeresarten besser zu verstehen, arbeitet EDF in Partnerschaft mit INRAE (www.inrae.fr) und MIGADO (www.migado.fr/alose/) daran, den Abstieg der Maifische der Großen Maifischart (Alosa alosa) in der Garonne und der Dordogne zu untersuchen. Die Ergebnisse dieser Studie werden in ein künftiges Postdoktorat einfließen, das darauf abzielt, die Kenntnisse über die räumliche Verteilung der Maifische, insbesondere rund um das Kernkraftwerk Blayais, zu verbessern. EDF führt zudem eine Studie durch, um die Kenntnisse über die Wechselwirkungen zwischen dem Betrieb seiner Anlagen und den Wanderfischen der Mündung zu vertiefen, wobei zeitliche, saisonale und gezeitenbedingte Schwankungen berücksichtigt werden.

Der Departementsdirektion für Raumordnung und Meeresangelegenheiten (DDTM) wurde ein Plan zum Schutz des Ökosystems vorgelegt, um die Meeres- und Landökosysteme der Mündung während der Bauarbeiten zu erhalten. So wurden beispielsweise wurden die verwendeten Materialien aufgrund ihrer Verträglichkeit mit der Meeresumwelt ausgewählt, die Arbeiten wurden außerhalb der Fischwanderungszeit geplant und der Standort der maritimen Einrichtungen wurde nach einer Untersuchung der Auswirkungen der Baustelle auf die Umwelt festgelegt.

Im Rahmen der ^{vierten}periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren wurde 2020 eine Vorabdiagnose durchgeführt. Diese Studie zeigt, dass innerhalb der Standortgrenzen die ökologischen Herausforderungen insgesamt gering sind, da die Lebensräume überwiegend vom Menschen geprägt sind. Die wichtigsten ökologischen Belange befinden sich außerhalb des Geländes des Kernkraftwerks, in Gebieten mit natürlicher Bestimmung (Ufer der Gironde, Naturschutzgebiet), deren ökologischer Wert bereits durch das Verzeichnis der ZNIEFF (Naturgebiete von ökologischem, faunistischem und floristischem Interesse) der Region Aquitaine anerkannt ist.

5.2. Maßnahmen im Hinblick auf die Aktualisierung der Bewertung der Nachteile

Gemäß dem INB-Erlass und der „Umwelt"-Entscheidung der ASN[14]wird im Rahmen des Teils „Nachteile" der regelmäßigen Überprüfung ein Verfahren zur Aktualisierung der Bewertung der Nachteile durchgeführt, die die Anlagen für die geschützten Interessen darstellen.

Analyse der Wirksamkeit der Maßnahmen zur Vermeidung und Minderung der durch das Kernkraftwerk Blayais verursachten Auswirkungen und Belastungen:

Die Vermeidung und Verringerung von Beeinträchtigungen und Abfällen wird durch eine Reihe von Maßnahmen in den Bereichen Planung, Betrieb und Überwachung gewährleistet, die im Laufe der Jahre optimiert wurden, um den ökologischen, technischen und regulatorischen Entwicklungen gerecht zu werden. Ihre Auswahl ist das Ergebnis einer Analyse, deren Ziel es war, unter Berücksichtigung aller ökologischen und technischen Rahmenbedingungen, der regulatorischen Anforderungen und der Kosten ein Gesamtoptimum zu ermitteln. Die Durchführung einer Technologiebeobachtung sowie die Kenntnis und Analyse internationaler Praktiken und anerkannter Leitfäden haben es ermöglicht, die von EDF für das Kernkraftwerk Blayais getroffenen technischen und strategischen Entscheidungen zu validieren: Angesichts der ökologischen Herausforderungen und der lokalen Auflagen lassen die Gesamtumweltleistungen des Kraftwerks den Schluss zu, dass alle umgesetzten Maßnahmen den besten verfügbaren Techniken gleichwertig sind.

Analyse des chemischen und radiologischen Zustands der Umwelt:

Die Analyse des chemischen Zustands der Umwelt in der Umgebung des Kraftwerks stützt sich auf Messungen chemischer, physikalisch-chemischer und biologischer Parameter, die über einen Zeitraum von 10 Jahren an Messstationen innerhalb und außerhalb des Einflussbereichs der Emissionen des Kraftwerks durchgeführt wurden. Die Auswertung all dieser Daten zur Überwachung der aquatischen Umwelt in der Umgebung des Standorts über den Zehnjahreszeitraum 2011–2020 lässt den Schluss zu, dass der Betrieb des Kraftwerks keinen nennenswerten Einfluss auf die marine aquatische Umwelt hat und daher keine spezifischen Maßnahmen in diesen Punkten erforderlich sind.

Die radioökologischen Untersuchungen von Boden und Wasser in der Umgebung des Kernkraftwerks Blayais im Zeitraum
2011–2020 zeigen, dass die Radioaktivität überwiegend natürlichen Ursprungs ist (Kalium-40 und Beryllium-7). Die künstliche Radioaktivität ist hauptsächlich auf den globalen atmosphärischen Niederschlag infolge von Atomtests und den Unfällen von Tschernobyl sowie in geringerem Maße von Fukushima Daiichi zurückzuführen, ebenso wie auf die Ableitungen des Kernkraftwerks Blayais und des stromaufwärts an der Garonne gelegenen Kernkraftwerks Golfech.

Das Grundwasser wird regelmäßig überwacht, wobei durchschnittlich etwa 1.800 Analysen pro Jahr an rund dreißig Piezometern durchgeführt werden. Einige chemische Markierungen und eine radiologische Markierung (Tritium) waren oder sind Gegenstand verstärkter Überwachungsmaßnahmen oder Korrekturmaßnahmen. Diese Markierungen wurden innerhalb des Standorts beobachtet, und die eingerichtete Überwachung hat es ermöglicht, ihren lokalen Charakter sicherzustellen.

14 Entscheidung Nr. 2013-DC-0360 der ASN, konsolidiert am 22. Dezember 2016, über die Begrenzung von Belästigungen und der Auswirkungen auf Gesundheit und Umwelt durch kerntechnische Basisanlagen.

Was die Böden betrifft, wurden Untersuchungsgebiete entsprechend den aktuellen und früheren Aktivitäten an der Oberfläche festgelegt. Zwischen September 2020 und Juli 2021 wurden 44 Bohrungen oder Schachtbohrungen mit einem Bagger in Tiefen von bis zu 4 Metern durchgeführt, um Bodenproben zu entnehmen und chemische sowie radiologische Analysen durchzuführen: Es wurden keine chemischen oder radiologischen Markierungen festgestellt, mit Ausnahme eines Bereichs (Tritiummarkierung), für den Bewirtschaftungsmaßnahmen gelten.

Die Überprüfung der Einleitungsgrenzwerte auf der Grundlage der Erfahrungen aus dem Zeitraum 2012–2021 hat deren Vereinbarkeit mit den Betriebsbedingungen des Kraftwerks bestätigt.

Darüber hinaus werden die Ableitungen radioaktiver Flüssigabfälle aus dem Kraftwerk durch zwei unabhängige Messketten überwacht, wobei die Ableitung im Falle einer Anomalie bei einer der beiden automatisch gestoppt wird, was den Erwartungen hinsichtlich des Risikos von Ableitungen außerhalb der Grenzwerte entspricht.

Abfälle

Im Zeitraum 2012–2021 wurden am Standort gemäß den Bestimmungen für radioaktive Abfälle fast 31.000 Versandstücke verpackt. Etwa 0,07 % davon wiesen Eigenschaften auf, die mit den Behandlungs- oder Endlagerungswegen nicht vereinbar waren. Diese wurden vor ihrer Entsorgung einer gesonderten Untersuchung unterzogen.

Lärmemissionen

Zwischen Februar und März 2021 wurde im Kernkraftwerk Blayais eine akustische Messkampagne durchgeführt. Die Auswertung der durchgeführten Messungen zeigt, dass die Lärmpegel des Kernkraftwerks Blayais den Vorschriften entsprechen, abgesehen von einigen wenigen Überschreitungen, die keine nennenswerten Lärmbelästigungen verursachen und für die EDF im Rahmen der Erneuerung der Genehmigungen für Wasserentnahmen und Ableitungen des Kernkraftwerks Blayais bei der ASN einen Antrag auf eine abweichende Regelung gestellt hat.

So hat die ASN bei Erlass der neuen Genehmigungen für die Wasserentnahme und -ableitung des Kernkraftwerks Blayais im Juni 2023 gemäß Artikel 4.3.5 des INB-Erlasses und unter Berücksichtigung der besonderen Merkmale der Anlage, ihrer Umgebung sowie technischer und wirtschaftlicher Erwägungen eine abweichende Bestimmung erlassen.

6. Maintien dans le temps des installations



Kernkraftwerk Blayais, Gironde
© Copyright EDF – Yohan Espiaube

6.1. Altersmanagement und Veralterung

Der Ansatz zur Bewältigung der Alterung und zur Behandlung der Veralterung bei den in Betrieb befindlichen Reaktoren der EDF stützt sich auf:

- der Alterungsüberwachung von Systemen, Strukturen und Komponenten,
- der Instandhaltung,
- den Umgang mit der Veralterung von Ausrüstung und Ersatzteilen.

Die wichtigsten vom Betreiber in diesem Bereich getroffenen oder vorgeschlagenen Maßnahmen dienen zwei Zielen:

- den Nachweis, dass nicht austauschbare Ausrüstungen auch nach 40 Jahren ihre Funktion erfüllen können:

RÉALISÉ

  - Was den Reaktorbehälter betrifft, so ist im Rahmen der 4. Überprüfung der 900-MWe-Stufe
    - ist die für die vollständige Neuklassifizierung des Hauptprimärkreislaufs (CPP) von Blayais 2 durchgeführte Wasserdruckprüfung zufriedenstellend,

- es wurden Zusammenfassungen erstellt, um seine Betriebsfähigkeit nach einem konservativen deterministischen Ansatz (Neutronik, Werkstoffe, Mechanik usw.) nachzuweisen. Sie befassen sich sowohl mit der theoretischen Untersuchung des größten hypothetischen, nicht nachweisbaren generischen Defekts (der alle Reaktorbehälter der 900-MWe-Kraftwerke abdeckt) als auch mit den spezifischen Untersuchungen für jeden einzelnen Reaktorbehälter entsprechend den Ergebnissen der bei der zehnjährigen Inspektion Nr. 4 (VD4) durchgeführten Kontrollen,
- Die Einbringung von Hafnium, einem neutronenabsorbierenden Material, in die Brennelemente des Reaktors von Blayais 2 gegenüber den Bereichen des Reaktordruckbehälters, die der stärksten Neutronenbestrahlung ausgesetzt sind, ermöglicht eine Verringerung der vom Reaktordruckbehälter aufgenommenen Neutronenfluenz (integrierter Neutronenfluss über die Betriebsdauer des Reaktors).

➢ Was die Sicherheitsbehälter betrifft, so wird deren mechanischer Zustand kontinuierlich durch Überwachungssysteme (z. B. Verformungsmessungen) überwacht und bei jeder zehnjährigen Inspektion einer Druckprüfung unterzogen. Diese Prüfung fand vom 23. bis 26. November 2023 am Sicherheitsbehälter von Blayais 2 statt, wobei die Ergebnisse den Erwartungen entsprachen.

- um nachzuweisen, dass die austauschbaren Bauteile ihre Funktion auch nach 40 Jahren noch erfüllen können, oder um sie entweder zu ersetzen oder zu sanieren.

Komponenten, deren Leistungsfähigkeit aufgrund ihrer Alterung nachlassen könnte und deren Ausfall Auswirkungen auf die Sicherheit haben kann, werden dokumentiert und regelmäßig aktualisiert: Alterungsanalyseblatt pro Komponente und Zusammenfassung der Eignung für den weiteren Betrieb pro Reaktor. In diesem Zusammenhang wurden im Rahmen der VD4 Inspektionen sowie Kontrollen und Wartungsmaßnahmen an den folgenden Systemen, Strukturen und Komponenten durchgeführt: Bauwerkskonstruktion, Leitsystem, für den Einsatz in nuklearen Umgebungen qualifizierte elektrische Kabel, elektrische Durchführungen, mechanische und elektromechanische Anlagen, elektrische Anlagen und Messtechnik.

Die sich aus den Ergebnissen dieser Studien ergebenden technischen Maßnahmen werden im Rahmen der 4ᵉperiodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren umgesetzt, deren zwei wichtigste Maßnahmen im Folgenden vorgestellt werden.



Modernisierung des Systems zur Messung der Kernleistung (RPN)

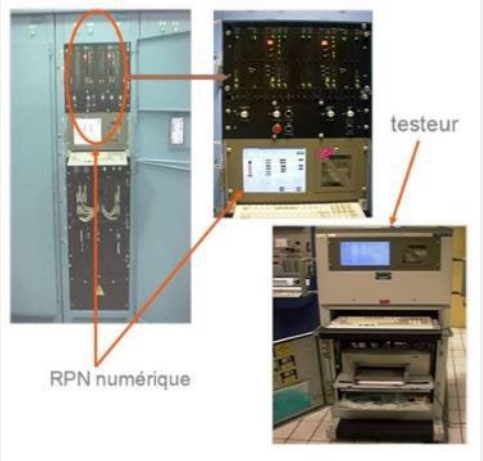
Pädagogische Aspekte

Das System zur Messung der Kernleistung (RPN) ermöglicht die permanente Überwachung der Reaktorleistung.

Beschreibung der Maßnahme

Ersatz der ursprünglichen analogen Leittechnik durch eine digitale Technologie, die von der in Kernkraftwerken der 1300-MWe-Klasse abgeleitet ist, unter Beibehaltung aller bestehenden Funktionen.

Die wichtigsten betroffenen Räume sind das Elektrikgebäude und die an den Kontrollraum (SDC) angrenzenden Räume.



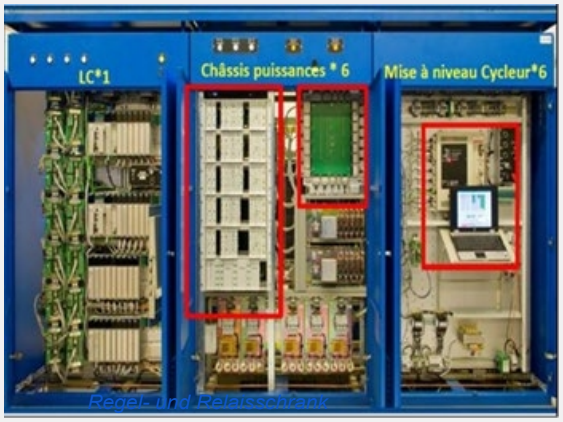
Maßnahmen bei Veralterung oder Ausfall von Komponenten des Steuerungssystems für die Reaktorkontrollgruppen (RGL)

Beschreibung der Anordnung

Austausch der Regel- und Relaisschränke sowie Demontage bestimmter Schalter, die in diesen Schränken nicht mehr funktionsfähig sind.

Sanierung der zugehörigen Verkabelung.

Diese Steuerungs- und Regelungselemente befinden sich hauptsächlich im Elektroraum und im Kontrollraum.



Im Rahmen des Ende 2021 begonnenen Vorfalls „Spannungskorrosion“ an den Hilfsleitungen des Hauptprimärkreislaufs (CSC) konnten die an den verschiedenen Reaktoren des Kernkraftwerkparks durchgeführten Gutachten zeigen, dass 900-MWe-Reaktoren, wie die des Blayais-Kraftwerks, kaum oder gar nicht anfällig für das Phänomen der Spannungskorrosion sind. Eine Strategie für den Umgang mit dem Kernkraftwerkpark sowie ein damit verbundenes Prüfprogramm wurden festgelegt und werden in Absprache mit der Behörde für nukleare Sicherheit und Strahlenschutz regelmäßig überprüft.

Was den Reaktor Nr. 2 in Blayais betrifft, führten die Kontrollen im Jahr 2023 zum Austausch von vier Schweißnähten an der Einspeiseleitung der RIS-Akkumulatoren, die an den Kaltkanal Nr. 2 angeschlossen ist, sowie des Bogenstücks, einschließlich zweier Schweißnähte an der Leitung des Stillstandskühlsystems, die an den Heißkanal Nr. 2 angeschlossen ist.

6.2. Für Unfallbedingungen qualifizierte Ausrüstung

Die Qualifizierung unter Unfallbedingungen ist ein Verfahren, das gewährleisten soll, dass die erforderlichen Komponenten in der Lage sind, ihre Sicherheitsfunktionen in den Unfallsituationen zu erfüllen, denen sie potenziell ausgesetzt sind (Druck, Temperatur, Feuchtigkeit, Strahlungswerte, Erdbeben usw.). Ursprünglich wurde die Qualifizierung der Komponenten unter Unfallbedingungen unter der Annahme einer Betriebsdauer von 40 Jahren festgelegt.

Das Industrieprogramm von EDF sieht im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung vor, nachzuweisen, dass die Qualifizierung der Ausrüstung für Unfallbedingungen nach 40 Jahren weiterhin gegeben ist, oder deren Austausch bzw. Sanierung.

Bei den mechanischen Anlagen konnten durch Gutachten überprüft werden, dass die an Armaturen und Pumpen festgestellten Alterungsmechanismen den Erwartungen entsprechen und dass keine neuen Alterungsmechanismen festgestellt wurden. Die Betriebsfähigkeit dieser Geräte nach 40 Jahren wird bestätigt, sofern die Wartungsmaßnahmen fortgesetzt werden, die darauf abzielen, alterungsanfällige nichtmetallische Komponenten regelmäßig zu ersetzen.

Was die elektrischen Anlagen betrifft, so wird die Aufrechterhaltung der Eignung unter Unfallbedingungen durch verschiedene Nachweismethoden sichergestellt, die von der Analyse über die Probenentnahme zur Prüfung bis hin zum Austausch reichen. Das Ergebnis dieses abgestuften und umfassenden Vorgehens führt zu einer erhebliche Anzahl vorbeugender Austausche von Komponenten sicherheitsrelevanter Systeme, die während der VD4 durchgeführt wurden.

RÉALISÉ

Austausch elektrischer Komponenten

Beschreibung des Aufbaus

Austausch von:

- 48-V- und 125-V-
- Leistungsschalter, 48-V- und 125-
- V-Relais,
- Hilfskontakte an Stromkreisen,
- verschiedene elektrische Komponenten sowie Steuer- und Regelkomponenten.



7. Conclusion

Kernkraftwerk Blayais, Gironde
© Copyright EDF – Yohan Espiaube

Für die 4 periodische Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren hat EDF als allgemeine Leitlinie festgelegt, die für Reaktoren der 3 Generation festgelegten Ziele der nuklearen Sicherheit anzustreben, wobei der EPR-Flamanville 3 als Referenzreaktor von EDF dient.

Die Umsetzung dieses allgemeinen Ziels beginnt mit einer Überprüfung der Konformität der Anlagen mit den geltenden Vorschriften, verbunden mit einer umfangreichen Anzahl von Kontrollen vor Ort und der umgehenden Behebung etwaiger Feststellungen.

Die Überprüfung setzt sich fort mit der Festlegung und Umsetzung der von EDF vorgesehenen Maßnahmen zur Erreichung der Sicherheitsverbesserungsziele, die anhand der folgenden vier Hauptthemenbereiche definiert wurden:

- Unfälle ohne Kernschmelze: Verringerung der radiologischen Folgen unter die Schwellenwerte für die Einleitung von Notfallschutzmaßnahmen für die Bevölkerung,
- Extremereignisse: Berücksichtigung von Extremereignissen höherer Stufen – insbesondere Dürre, Hitzewelle, Überschwemmung, Erdbeben – sowie Einrichtung von „Hard-Core"-Anlagen zur Stärkung der Robustheit der Anlagen gegenüber extremen Ereignissen wie Erdbeben, Tornados und Überschwemmungen,
- Brennstoffbecken: Einrichtung einer zusätzlichen, von den bestehenden Anlagen unabhängigen Kühlmöglichkeit,
- Unfälle mit Kernschmelze: Hinzufügung von Maßnahmen, darunter die sogenannten „Hard-Core"-Anlagen, um frühe und umfangreiche Freisetzungen äußerst unwahrscheinlich zu machen und dauerhafte Auswirkungen auf die Umwelt zu vermeiden.

Es handelt sich um eine weitreichende Sicherheitsmaßnahme für den in Betrieb befindlichen Kernkraftwerkspark mit wesentlichen Weiterentwicklungen in der Auslegung und im Betrieb, die Gegenstand eingehender Folgenanalysen waren

. Zudem wurden Schulungs- und Begleitmaßnahmen für die Teams eingerichtet, die die neuen Vorkehrungen umsetzen werden.

Darüber hinaus hat EDF eine Überprüfung der negativen Auswirkungen der Anlage (Auswirkungen auf die Umwelt im Normalbetrieb) durchgeführt: Überprüfung der Einhaltung der Vorschriften, mehrjährige Bilanzen zu Wasserentnahmen und -verbrauch, Ableitungen, Umweltbelastungen und Abfallwirtschaft. Angesichts der ökologischen Herausforderungen und der lokalen Auflagen für das Kernkraftwerk Blayais wurden in den vergangenen Jahren Maßnahmen auf dem Stand der besten verfügbaren Techniken ergriffen. Zudem ergab die Analyse der chemischen, ökologischen und radiologischen Überwachungsdaten keinen signifikanten Einfluss der Anlage auf die Umwelt.

Schließlich umfasst die 4. periodische Überprüfung einen Teilbereich zur langfristigen Erhaltung der Anlagen: Alterung, Veralterung und Eignungsprüfung der Ausrüstung unter Unfallbedingungen. Sie stützt sich auf ein umfangreiches Programm zur Überprüfung der Funktionsfähigkeit der Ausrüstung, das den Austausch bestimmter Ausrüstungsteile vorsieht.

Nach Abschluss des öffentlichen Anhörungsverfahrens wird EDF die beschlossenen Maßnahmen für die Fortsetzung der Überprüfung von Blayais 2 während der nächsten planmäßigen Abschaltungen der Anlage umsetzen.



8. Glossaire

Kernkraftwerk Blayais, Gironde
© Copyright EDF – Bruno Amsellem

Abkürzungen	Bezeichnung
4e RP 900	4e Regelmäßige Überprüfung der 900-MWe-AAC-Reaktoren
AAR	Automatische Reaktorabschaltung
ACEM	Brennelemente, die gerade gehandhabt werden
IAEO	Internationale Atomenergie-Organisation (engl. IAEA: International Atomic Energy Agency)
AIF	Blitzschlagauswirkungsanalyse
AIP	Für den Schutz von Interessen wichtige Tätigkeit
AMC	Massiver Zustrom von Ablagerungen (Äste, Laub, vom Fluss mitgeführte Gegenstände)
AN	Normaler Stillstand
ANCCLI	Nationaler Verband der lokalen Informationskommissionen und -ausschüsse
ANDRA	Nationale Agentur für die Entsorgung radioaktiver Abfälle
AN/GV	Normale Abschaltung des Dampferzeugers (GV)
AN/RRA	Normale Abschaltung des RRA

AP	Parc-Fall
APG	Entlüftungssystem der Dampferzeuger
API	Abschaltung wegen Wartungsarbeiten
API SO	Abschaltung bei ausreichend geöffneter primärer
Absperrvorrichtung APR	Abschaltung zum Nachfüllen
APRP	Unfall mit Verlust des Primärkühlmittels
APRP 2A	Störfall mit Verlust des Primärkühlmittels – doppelt geöffnete Schiebeklappe APRP BI
	Unfall mit Verlust des Primärkühlmittels – Zwischenbruch
ARE	Normales Versorgungssystem für Dampferzeuger ASG
	Notversorgungssystem für Dampferzeuger ASG-ND
	Sekundärkühlsystem „Harter Kern“
ASN	Behörde für nukleare Sicherheit
ASNR	Behörde für nukleare Sicherheit und Strahlenschutz (ehemals
ASN) ATEX	Explosionsgefährdete Atmosphäre
ATWS	Anticipated Transient Without Scram (Vorhergesehene Transiente ohne automatische Reaktorabschaltung)
BAC	Gebäude für die Aufbereitungshilfskräfte
BAN	Gebäude für nukleare Hilfsanlagen
BK	Brennstoffgebäude
BL	Gebäude für die elektrischen Anlagen
BLEVE	Boiling Liquid Expanding Vapor Explosion (explosionsartige Verdampfung infolge des Bruchs eines Behälters, der eine Flüssigkeit enthält, deren Temperatur deutlich über ihrer Siedetemperatur bei Atmosphärendruck liegt)
BONNA (Rohrleitung)	Betonrohr mit Blechkern BPVA
	Erweiterte Niederdruck-
Dampfleitung	
BR	Reaktorgebäude
BT	Niederspannung
BW	Gebäude mit den Nebenräumen des BR
Cb	Bor-Konzentration
CBAT	Betonrohr mit Blechkern
CC ND	Leitsystem „Hardcore“
CCL	Lokales Krisenzentrum
CDG	Falsche Positionierung, Ausfall von Clustern oder einer Gruppe von Clustern
CDU	Einziges Ausfallkriterium
CEA	Kommissariat für Atomenergie und alternative Energien
EMV	Elektromagnetische Verträglichkeit

CEPP	Dichtungssystem der Primärpumpen
CFC	Zusätzliche Betriebsbedingungen
CFI	Filtration des Kreislaufwassers
CLA	Wellenbewegung
CNCE	Nationale Gesellschaft der Untersuchungsbeauftragten
CNDP	Nationale Kommission für öffentliche Debatten
CNI	Kette der nuklearen Instrumentierung – Mittelstufe
CNP	Kerntechnische Instrumentierungskette – Leistungsstufe
CNPE	Kernkraftwerk zur Stromerzeugung
CNS	Kerntechnische Messkette – Quellenebene
CPP	Hauptprimärkreis
CPY	Reaktorgruppe mit einer Leistung von 900 MWe und ähnlicher Bauweise (umfasst die Baureihen CP1 und CP2)
CSA	Endlagerstätte „Centre de Stockage de l'Aube“ (ANDRA)
CSC	Spannungskorrosion
CSP	Hauptsekundärkreis
DA	Änderungsantrag
DAC	Verhaltensanalyseunterlagen
DAO	Optimales Auskultationsgerät
DAPE	Akte zur Eignung für den weiteren Betrieb
DC	Ergänzender Bereich oder Ergänzende Bestimmung
DCA	Stoßwellenschutzsystem DCC-LHGemeinsame Fehlerursache der LH-Schaltanlagen
DCH	Direct Containment Heating (Direkte Beheizung des Sicherheitsbehälters)
DDOCE	Verschleiß oder Fehlfunktion von Bauwerken, Kreisläufen oder Anlagen DEL
	System zur Erzeugung und Verteilung von Kaltwasser für die elektrischen Räume der Kühlaggregate
DEG	System zur Erzeugung und Verteilung von Kaltwasser in den ASG-Räumen
DIL	Unkontrollierte Verdünnung von Borsäure
DMCP	Vorübergehender Druckabfall im Primärkreislauf
DMRI	Maßnahmen zur Brandrisikokontrolle
DOR	Leitfaden für die regelmäßige Überprüfung
DP	Sonderantrag
DPN	Direktion für Kernenergieerzeugung (EDF)
DRR	Vorgaben für behördliche Unterlagen
DUS	Notstromdiesel

DUV	Belüftungssystem für die DUS-Räumlichkeiten
DVC	Lüftungs- und Klimaanlage der Räumlichkeiten – Leitwarte und Sonstiges
DVD	Lüftungs- und Klimaanlage der Räume – Dieselräume
DVE	Raumlüftungs- und Klimaanlage – Verkabelungsdeck
DVF	Rauchkontrollsystem für elektrische Räume
DVG	Lüftungssystem für die Steuerungen der Aggregatgruppen und ASG-Pumpen DVH Notbelüftungssystem für Räume – Ladepumpenräume DVI Lüftungssystem für RRI-Räume
DVK	Lüftungs- und Klimaanlage für Räume – Brennstoffgebäude
DVL	Raumlüftungs- und Klimatisierungssystem – Elektrikgebäude
DVN	Raumlüftungs- und Klimatisierungssystem – Gebäude für nukleare Hilfsanlagen
DVP	Lüftungs- und Heizungssystem der Pumpstation
DVS	Lüftungsanlage für die Maschinenräume der EAS- und RIS-ISBP-Pumpen – Gebäude der Notstromversorgung
DVW	Lüftungssystem für die Nebenräume
EAS	Wassersprühsystem im Sicherheitsbehälter EAS-ND System zur Ableitung der Restleistung aus dem Sicherheitsbehälter
WASSER	Mess- und Überwachungssystem für den Sicherheitsbehälter (Zustandsüberwachung und seismische Messungen)
EBA	Lüftungssystem mit offenem Kreislauf bei Stillstand des Reaktorblocks
EC	Abweichung von den Vorgaben
ECOT	Konformitätsprüfung der Blöcke
ECP	Verfahren für den Störfallbetrieb des Primärkreislaufs
ECS	Ergänzende Sicherheitsbewertungen
ED	Zehnjahresprüfungen
EDA	Ausrüstung für den Fall eines Angriffs
EDF	Électricité de France
EDG	Auswurf einer Traube
Dominoeffekte	Ein gefährliches Ereignis, das eine oder mehrere Anlagen eines Betriebs betrifft und ein weiteres Ereignis an einer benachbarten Anlage oder einem benachbarten Betrieb auslösen könnte, was zu einer allgemeinen Verschlimmerung der Auswirkungen des ersten Ereignisses führt

Klippen-Effekt	Plötzliche Veränderung des Verhaltens einer Anlage, die ausreicht, um eine geringfügige Abweichung vom vorgesehenen Unfallszenario zu bewirken, wodurch sich die Folgen des Unfalls erheblich verschärfen.
EF2 – EF4	Intensitätsstufen auf der Enhanced-Fujita-Skala (die Enhanced Fujita-Skala, kurz EF, ist eine Skala zur Einstufung der Stärke von Tornados anhand der verursachten Schäden)
EIP	Wichtiges Element für den Schutz von Interessen
EIPI	Wichtiges Element für den Schutz von Interessen vor Nachteilen EIPR Wichtiges Element für den Schutz von Interessen gegenüber konventionellen Risiken Vertragsrisiken
EIPS	Wichtiges Element zum Schutz der Interessen vor Sicherheitsrisiken (radiologische Zwischenfälle und Unfälle)
EJP	Spezifische Begründungsstudie
EN	Erforderliche Ausrüstung
END	Zerstörungsfreie Prüfung
EP	Regelmäßige Prüfung
PSA	Persönliche Schutzausrüstung
EPP	Pseudo-System zur Abdichtung und Leckageüberwachung des Gehäuses
EPR	European Pressurised Reactor – Druckwasserreaktor. Gehört zur dritten Generation der Kernreaktoren
EPRESSI	Verfahren zur Bewertung der tatsächlichen Leistungsfähigkeit von Brandschutzelementen im Brandfall
EPRI	Electric Power Research Institute (Forschungsinstitut für Elektrizitätswirtschaft, das Forschungsarbeiten für die US-amerikanische Stromerzeugungsindustrie durchführt)
EPS	Probabilistische Sicherheitsanalysen
ER	Requalifizierungsprüfung
ESP	Einfachwandige Testkammer
ESPN	Nukleare Druckbehälter
ESS	Sicherheitsrelevantes Ereignis
ETY	Druckentlastungssystem des Sicherheitsbehälters – Überwachung der Wasserstoffkonzentration im Falle eines Unfalls
EVC	Belüftungssystem für den Behälterschacht
EVF	Internes Belüftungs- und Filtersystem des Reaktorgebäudes
FAIOp	Brandbekämpfungsanweisung für den Betreiber
FARN	Schnelleinsatzkräfte für den Nuklearbereich
FAV	Altersanalysedatenblatt
FE	Abweichungsprotokoll
FMGC	Wartungsblätter für den Tiefbau

FPPI	Dauerbetrieb bei mittlerer Leistung
GC	Tiefbau
GCTa	Umgehungssystem für die Hauptturbine mit direkter Ableitung des von den Dampferzeugern erzeugten Dampfes in die Atmosphäre
GES	Notstromaggregat
GHE	Dichtungsölsystem des Generators
IPCC	Zwischenstaatlicher Ausschuss für Klimawandel GMPP Primäre Motorpumpengruppe
GNU	Gaspark
GON	Ornithologische und Naturforschende Gruppe
GP/GPE	Ständige Expertengruppe
GPO	Ständige Leitungsgruppe
GPR	Ständige Expertengruppe für Reaktoren
GRV	System zum Befüllen und Entleeren des Generators mit Wasserstoff (H_2) GUS –
GeUS	Notstromaggregat
GSE (CP1)	Turbinensicherheitssystem (CP1)
GV	Dampferzeuger
H1	Vollständiger Ausfall der Kältequelle
H2	Vollständiger Ausfall der Stromversorgung der Dampferzeuger
H3	Vollständiger Ausfall der Stromversorgung
H4	Einsatz einer gegenseitigen Notversorgung der Pumpen für die Sicherheitsinjektion und die Sprühflutung im Falle eines Unfalls
HCTISN	Hoher Ausschuss für Transparenz und Information zur nuklearen Sicherheit HDU Gebäude, in dem sich der Notstromdiesel befindet
Hf	Hafnium: Material, das den Neutronenfluss reduziert, dem der Hochdruckbehälter ausgesetzt ist
HTA	Hochspannung A
HTB	Hochspannung B
ICB	Wechselwirkung zwischen Corium und Beton
ICPE	Klassifizierte Anlage zum Schutz der Umwelt
IEM	Elektromagnetische Störungen
IOTA	Anlagen, Bauwerke, Arbeiten und Einrichtungen im Bereich Wasser IGALL International Generic Ageing Lessons Learned (Integriertes Programm der IAEO zum der IAEO)
INB	Kernkraftwerk der Basisausführung
INES	International Nuclear Event Scale (Internationale Skala für nukleare und radiologische Ereignisse)

INSAG	International Nuclear Safety Advisory Group (Internationale Beratungsgruppe für nukleare Sicherheit)
IPG	Wechselwirkung zwischen Brennstofftablette und Hülle
IPS	Sicherheitsrelevant, als sicherheitsrelevant eingestuft
IPS-NC	Sicherheitsrelevant, nicht sicherheitsklassifiziert
IRSN	Institut für Strahlenschutz und nukleare Sicherheit
IS	Sicherheitsinjektion
ISBP	Niederdruck-Sicherheitsinjektion
ISHP	Hochdruck-Sicherheitsinjektion
JDT	Brandmeldesystem
JPD	Feuerlöschwasserversorgungssystem außerhalb des Kernkraftwerksgeländes
JPI	Brandschutzsystem für den Kernkraftwerksbereich
JPL	Brandschutzsystem für elektrische Räume
JPP	Löschwassererzeugungssystem
KER	System zur Sammlung, Kontrolle und Ableitung flüssiger Abfälle aus dem Kernkraftwerksbereich
KHY	Wasserstoffdetektionssystem im Gebäude der nuklearen Hilfseinrichtungen KIS Seismisches Messsystem
KPR	Notausstiegstafel
KPS	Sicherheitstafel
KRG	Allgemeines Regelsystem
KRT	Strahlenschutzmesssystem
KSC	Instrumentierungssystem für den Kontrollraum
KUS	Leit- und Steuerungssystem für das LHU-System
LAA	230-V-Gleichstromversorgung für die unterbrechungsfreie Versorgung der 220-V-Wechselstrom-Wechselrichter LNE
LBi	Erzeugung und Verteilung von 125 V Gleichstrom
LCi	Erzeugung und Verteilung von 48 V Gleichstrom
LDA	Erzeugung und Verteilung von 30 V Gleichstrom zur Regelung
LDi	Verteilung 30 V Gleichspannung
LGi	Verteilung 6,6 kV ohne Notstromversorgung
LHA/B	6,6-kV-Wechselstrom-Verteilung mit Notstromversorgung
LHC	6,6-kV-Verteilung mit Notstromversorgung
LHP/Q	Notstromversorgung 6,6 kV Wechselstrom (Stromaggregate) LHT Diesel-Notstromversorgung
LHU	Notstromversorgung 6,6 kV (autonome Quelle – DUS)
LKi	380-V-Verteilung ohne Notstromversorgung

LIE	Untere Explosionsgrenze
LLi	380-V-Versorgung mit Notstromversorgung
LLS	Notstrom-Turbogenerator
LNi	Erzeugung und Verteilung von 220 V Wechselstrom
LUU	Erzeugung und Verteilung von 380 V Notstrom
MC	Zustandsorientierte Instandhaltung
MCG	Steuerungsmechanismen für Anlagenstränge
MDTE	Fehlende externe Spannung
MEL	Freigesetzte Masse und Energie
MFEAN 0 %PN	Fehlfunktion des normalen Speisewassers 0 % PN MFEAN 100 % PN
	Fehlfunktion des normalen Speisewassers 100 % PN MLC Lokale
Krisenmaßnahmen	
MOX	Mischbrennstoff auf der Basis von abgereichertem Uranoxid und Plutoniumoxid (UO_2 und PuO_2), die aus der Aufbereitung
MQCA	Für Unfallbedingungen qualifizierte Ausrüstung
MRI	Brandrisikokontrolle
MS	Systematische Instandhaltung
MTD	Beste verfügbare Technik
MWe	Megawatt elektrisch
N4	Reaktorblock mit einer Leistung von 1450 MWe ähnlicher Bauart
ND	„Harter Kern“
NRO	Bewertung der Zielerreichung
NSO	Nicht ausreichend offen
NSQP	Note zur Strategie der schrittweisen Qualifizierung
OECD	Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung OISP
	Unbeabsichtigtes Öffnen eines Sicherheitsventils des Druckhalters OISS
	Unbeabsichtigtes Öffnen eines Sekundärventils bei 0 % Pn
PA	Aktivierungsprodukte
PAI	Brandbekämpfungsplan
PAV	Lüftungsaktionsplan
MOX-PARITÄT	Brennstoffmanagement
PBES	Niedrigster Sicherheitswasserstand
PBMP	Grundprogramm zur vorbeugenden Instandhaltung
PCC	Anlagenzustandskategorie (Betriebskategorien)
PEAN	Normaler Speisewasserverlust
PEE	Prüfverfahren

PEPSSI Bewertungsgrundsatz für die Angemessenheit der Elemente zur Brandabschnittsbildung PF Spaltprodukte

PFG Möglichkeit eines Großbrandes

PFI Starker Regen

PFL Möglichkeit eines lokal begrenzten Brandes

PGGV Durch starken Wind verursachte Flugkörper

PGVE Durch extreme Winde erzeugte Geschosse

PIC Programm für ergänzende Untersuchungen

PIJ-ND Einspritzpumpe an den Dichtungen der Primärpumpenaggregate „Noyau Dur“ PLMV Lokales Programm zur Alterungsbeherrschung

PLU Lokale Regenfälle

PMC Brennstoffhandhabungssystem

PMOX PARITE MOX – Brennstoffmanagement

Pn Nennleistung des Reaktorkerns

PNPP Nationale stufenweise Planung

PPDP Teilweiser Verlust des Primärdurchflusses

PPI Spezifischer Einsatzplan

PPR Programm zur Umwidmung

PSCC Schalttafel für zusätzliche Signale und Steuerungen PSPR Überwachungsstelle für Risikoprävention

PT ASN Technische Vorschrift der ASN

PTAE Vollständiger Ausfall der externen Stromversorgung und der Hauptdieselaggregate

PTC Vollständiger Lastverlust und/oder Auslösung der Turbine

PTR Wasseraufbereitungs- und -kühlsystem für die Schwimmbecken

PTR *bis* Zusätzliches Wasseraufbereitungs- und Kühlsystem für Schwimmbäder PUI Interner Notfallplan

PV Volumetrischer Schutz

PZR Druckhalter

F&E Forschung und Entwicklung

R1GP Entfernung einer Leistungsregelungsgruppe

RAG Alkali-Granulat-Reaktion

RAM Stromversorgungssystem für die Steuermechanismen der Brennelemente-Gruppen

RAP Passive autokatalytische Rekombinatoren

RAZ Stickstoffspeicher- und -verteilungssystem (für nukleare Zwecke) RBPP Blockierter Rotor einer Primärmotorpumpe

RCD	Vollständig entladener Reaktor
RCR	Abschlussbericht zur periodischen Überprüfung
RCP	Primärkreislauf
RCV	System zur chemischen und volumetrischen Kontrolle des Wassers im Primärkreislauf
RDI	Risiken interner Dominoeffekte
RDP	Druckhalter-Ablassbehälter
RDS	Sicherheitsbericht
REA	Wasser- und Bor-Nachspeisesystem
RECS	Ergänzende Sicherheitsbewertungsberichte
REP	Druckwasserreaktor
REU	Risiko eines einzelnen Bersts
REX	Erfahrungsrückfluss
RFC	Kernschmelzrisiko
RFDP	Erzwungene Reduzierung des Primärdurchflusses
RFS	Grundlegende Sicherheitsvorschrift
RGE	Allgemeine Betriebsregeln
RGL	Steuerungssystem für die Reaktor-Steuerstäbe
RGV	Austausch eines Dampferzeugers
RIC	Internes Kerninstrumentierungssystem
RIE	Explosionsgefahr durch einen großflächigen Brand von außen
RIS	Sicherheits- und Schutzsystem für den Primärkreislauf (Sicherheitseinspeisung) RNP
	Anstieg des Grundwasserspiegels
ROR	Bruch eines Stauwerks
RP	Regelmäßige Überprüfung
RP4	4e Regelmäßige Überprüfung
RP4 900	4e Regelmäßige Überprüfung von 900-MWe-Reaktoren RP
	Reaktor im Betrieb
RPC	Besondere Betriebsvorschriften
RPE	Sammelsystem für Abwässer aus dem Kernkraftwerksbereich
RPN	System zur Messung der Kernleistung
RRA	Reaktorkühlsystem im Stillstand
RRB	Bor-Wiedererwärmungssystem
RRI	Zwischenkühlsystem
RSI	Interne Sulfatierung
RTE	Bruch einer Haupttrinkwasserleitung

RTGV	Bruch eines Dampferzeugerrohrs
RTGV3	Bruch eines Dampferzeugerrohrs der Kategorie 3 RTGV4 Bruch eines Rohrs im Dampferzeuger der Kategorie 4
RTHE	Bruch einer Hochdruckleitung
RTV	Bruch einer Dampfleitung
RTV3	Erheblicher Bruch einer Dampfleitung
SAPA	Aufnahmestation für kleine Anwendungen
SAR	Regelbares Druckluftverteilungssystem
SDC	Kontrollraum
SDD	Auslegungsbeben
SEC	Not-Rohwasserversorgungssystem
SEG	Diversifiziertes Wasserversorgungssystem
SEI	Schwelle für irreversible Auswirkungen
SEL	Seismic Equipment List (Liste der seismischen Ausrüstung)
SELS	Schwelle für signifikante tödliche Auswirkungen
SER	System zur Speicherung und Verteilung von entmineralisiertem Wasser
SF-ND	Kaltwasserquelle mit hartem Kern
SGZ	Gasspeichersystem
SIP C	Steuerungsteil des Prozessinstrumentierungssystems
SIRENE	EDF-Informationssystem für Ableitungen und Umwelt im Nuklearbereich SMHV Historisch wahrscheinlichstes Erdbeben
SMS	Sicherheitsrelevantes Erdbeben
SND	Kernbeben
SOH	Soziale, organisatorische und menschliche Faktoren
SRI	Referenzsituation für das Hochwasserrisiko
SSC	Systeme, Strukturen und Komponenten
TA	Hilfstransformator
TAM	Hardware-Zugriffspuffer
TAS	Notfall-Turbo-Generator
Td	Temperatur für die Verfügbarkeit der Hardware
TE	Außergewöhnliche Temperatur
TEG	Abgasbehandlungssystem
TEP	Primärabwasserbehandlungssystem
TEPCO	Tokyo Electric Power Company – japanischer Stromerzeuger TEU Abwasseraufbereitungssystem

TFA	Sehr schwach radioaktiv
THE	Hochenergie-Rohrleitungen
TLD	Langzeit-Temperatur
Tnd	Temperatur ohne Materialschädigung
TOR	Alles oder nichts
TP	Haupttransformator
Segment	Produktionseinheit
TRICE	Giftig, radioaktiv, entzündlich, ätzend, explosiv
TS	Abzweigtransformator
TSD	Begriff „Quelle“ – Trümmer
TTS	Serienanfangs-Tranche
U3	Endgültiges Verfahren Nr. 3 – Einrichtung mobiler Notfallmaßnahmen für die Systeme EAS und ISBP
U5	Endverfahren Nr. 5 – Druckentlastung und Filterung der freigesetzten Stoffe, anzuwenden bei langsamem Druckanstieg im Reaktorbehälter nach einem Unfall mit Kernschmelze
VD2	Zweite zehnjährige Überprüfung
VD3-900	Dritte zehnjährige Inspektion der 900-MWe-Reaktoren
VD4-900	Vierte zehnjährige Inspektion der 900-MWe-Reaktoren
VP	Teilinspektion
WANO	World Association of Nuclear Operators (Weltverband der Kernkraftwerksbetreiber)
WENRA	Western European Nuclear Regulators Association (Verband der westeuropäischen Atomaufsichtsbehörden)
ZII	Interne Überschwemmungszonen



DOCUMENT

5

Liste der Texte, die das öffentliche Anhörungsverfahren sowie seinen Zusammenhang mit dem Verfahren zur periodischen Sicherheitsüberprüfung gemäß Art. L 593-19 des französischen Umweltgesetzbuchs regeln

Öffentliches Anhörungsverfahren über den Bericht der 4. periodischen Sicherheitsüberprüfung

Reaktor Nr. 4
Kernkraftwerk von Blayais

1. Liste der Texte, die das öffentliche Anhörungsverfahren regeln

Liste der Texte, die das öffentliche Anhörungsverfahren regeln:

- Art. L. 593-18 und L. 593-19 des französischen Umweltgesetzbuchs.
- Art. R. 593-62 bis R. 593-629 des französischen Umweltgesetzbuchs.
- Art. R. 123-2 bis R. 123-27 des französischen Umweltgesetzbuchs.

2. Zusammenhang des öffentlichen Anhörungsverfahrens mit dem Verfahren zur periodischen Sicherheitsüberprüfung gemäß Art. L 593-19 des französischen Umweltgesetzbuchs

Hintergrund der periodischen Sicherheitsüberprüfung

In Frankreich schreibt das Umweltgesetzbuch vor, dass Kernkraftwerke verordnungsgemäß ohne Betriebsdauereinschränkung zugelassen sind und periodischen Sicherheitsüberprüfungen unterzogen werden, die die internationalen Best Practices berücksichtigen.

Diese Sicherheitsüberprüfung dient folgenden Zwecken:

- *Prüfung der Situation der Anlagen im Hinblick auf die für sie geltenden Regeln,*
- *Aktualisierung der Einschätzung der Risiken oder Nachteile der Anlage für die in Art. L. 593-1 des französischen Umweltgesetzbuchs aufgeführten Interessen* (öffentliche Sicherheit, Gesundheit und Hygiene oder Umwelt- und Naturschutz)*, unter Berücksichtigung des Zustands der Anlage, der im Rahmen des Betriebs gesammelten Erfahrung, der Weiterentwicklung der Kenntnisse, unter anderem über den Klimawandel und seine Auswirkungen, sowie der für gleichwertige Anlagen geltenden Regeln. Diese Bewertung der Risiken berücksichtigt die Folgen des Klimawandels auf externe Beanspruchungen, die im Rahmen derselben zu beachten sind.*

Nach Abschluss der Sicherheitsüberprüfung legt der Betreiber der Autorité de Sûreté Nucléaire Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection (ASNR – Behörde für nukleare Sicherheit und Strahlenschutz) und dem für die nukleare Sicherheit zuständigen Minister einen Abschlussbericht über die Sicherheitsüberprüfung (RCR – Rapport de conclusions du réexamen) vor.

Nach dem 35. Betriebsjahr eines Reaktors findet ein öffentliches Anhörungsverfahren bezüglich des Abschlussberichts über die Sicherheitsüberprüfung statt (siehe unten).

Die ASNR berücksichtigt die Schlussfolgerungen des öffentlichen Anhörungsverfahrens in ihrer Analyse des Betreiberberichts und in den von ihr festgelegten Vorgaben, und legt ihre Analyse des Berichts sowie ihre Vorgaben dem für die nukleare Sicherheit zuständigen Minister vor.

Zusammenhang des öffentlichen Anhörungsverfahrens mit dem Verfahren zur periodischen Sicherheitsüberprüfung gemäß Art. L. 593-19 des französischen Umweltgesetzbuchs

Das vorliegende öffentliche Anhörungsverfahren betrifft den Abschlussbericht über die Sicherheitsüberprüfung im Rahmen der Sicherheitsüberprüfung nach dem 35. Betriebsjahr eines Kernkraftwerks und steht wie folgt mit dem Verfahren bezüglich der periodischen Sicherheitsprüfung im Zusammenhang:

- **Der Betreiber legt seinen Abschlussbericht über die Sicherheitsüberprüfung der ASNR und dem für die nukleare Sicherheit zuständigen Minister vor**.
- Anschließend **erstellt der Betreiber die Unterlagen** gemäß Art. R. 593-62-4 des französischen Umweltgesetzbuchs **für das öffentliche Anhörungsverfahren** und legt es der ASNR vor. Der für die nukleare Sicherheit zuständige Minister erhält ebenfalls eine Kopie,
  - *1. Ein Präsentationsmerkblatt aus dem die Kontaktdaten des Betreibers, der Gegenstand des Anhörungsverfahrens, die maßgeblichen Ergebnisse der Sicherheitsüberprüfung, die wichtigsten der in Punkt 3. genannten Maßnahmen und die Hauptgründe – insbesondere hinsichtlich des Schutzes der in Art. L. 593-1 genannten Interessen – aus denen sie vom Betreiber vorgeschlagen werden, sowie die wichtigsten, zur besseren Wahrung der in Art. L. 593-1 genannten Interessen seit der vorherigen periodischen Sicherheitsüberprüfung ergriffenen Maßnahmen hervorgehen;*
  - *2. Der in Abs. 1 des Art. L. 593-19 genannte Bericht, ggf. mit Ausnahme der im Rahmen eines gemäß dem letzten Abs. des Art. L. 593-18 getrennten Berichts vorgelegten Punkte;*
  - *3.1. Die Beschreibung der vom Betreiber im Anschluss an die periodische Sicherheitsüberprüfung zur Behebung der festgestellten Abweichungen oder zur besseren Wahrung der Interessen gemäß Art. L. 593-1 vorgeschlagenen Maßnahmen, die im ersten Absatz des Art. L. 593-19 aufgeführt sind;*
  - *3.2. Ein Dokument über die mit dem Betrieb des Reaktors während der nächsten zehn Jahre verbundenen Auswirkungen auf die Umwelt, einschließlich der radiologischen oder sonstigen Folgen eventueller Ereignisse oder Unfälle. Dieses Dokument kann sich auf mehrere Reaktoren desselben Standorts beziehen, insofern sie einen ähnlichen technischen Zustand aufweisen;*
  - *4. Gegebenenfalls die Ergebnisse der implementierten Konsultierungsmaßnahmen für den gemeinsamen Teil der periodischen Sicherheitsüberprüfung im Rahmen der Anwendung des Art. R. 593-62-1;*
  - *5. Die Liste der Texte, die das öffentliche Anhörungsverfahren sowie seinen Zusammenhang mit dem Verfahren zur periodischen Sicherheitsüberprüfung gemäß Abs. 2 ff. Art. L. 593-19 regeln.*
- **Die ASNR übermittelt die Unterlagen an den Präfekten** des Departements, in dem das öffentliche Anhörungsverfahren stattfinden soll. Wenn das Anhörungsverfahren mehrere Departements betrifft, erhält jeder der jeweils zuständigen Präfekten die Unterlagen.
- **Der Präfekt** (ggf. der Koordinator) **ist für die Vorbereitung und Einleitung des öffentliches Anhörungsverfahrens zuständig** (Festlegung des Umfangs der Konsultierung, Anrufung des Vorsitzenden des Verwaltungsgerichts zur Bestellung des unabhängigen Gutachters/der Anhörungskommission, Ausführung der verschiedenen Bekanntmachungsmaßnahmen der entsprechenden Unterlagen bezüglich des Aushangs, der Veröffentlichung in der Presse und der Veröffentlichung im Internet).
- **Der Präfekt ist ebenfalls zuständig für die Konsultierung der verschiedenen Gebietskörperschaften im Konsultierungsumkreis** (die betroffenen Gemeinden und Gemeindeverbände, Departements und Regionen), und zwar spätestens zum Zeitpunkt der

Einleitung des öffentlichen Anhörungsverfahrens. Er berät sich unter den gleichen Bedingungen mit dem **lokalen Informationsausschuss (CLI – Commission locale d'information)**.

- **Wenn ein Nachbarland an den Konsultationsumkreis angrenzt** oder wenn die Grenzbedingung nicht erfüllt ist, der Präfekt jedoch auf eigene Initiative oder auf Anfrage der Behörden eines anderen Mitgliedstaats der Europäischen Union oder einer Vertragspartei des am 25. Februar 1991 in Espoo unterzeichneten Übereinkommens über die Bewertung der Umweltfolgen in einem grenzüberschreitenden Rahmen der Ansicht ist, dass der Betrieb des Reaktors maßgebliche Auswirkungen auf die Umwelt in diesem Staat haben könnte, auch wenn im Konsultationsumkreis keine gemeinsame Grenze vorhanden ist**:**
  - Der Präfekt informiert diesen Staat über die Einleitung des öffentlichen Anhörungsverfahrens und legt ihm eine Ausfertigung der Anhörungsunterlagen vor. Das in Punkt 3.2 des oben genannten Art. R 593-62-4 bezeichnete Dokument und der Hinweis über die Art und Weise in der sich die öffentliche Anhörung in das Verfahren der periodischen Sicherheitsüberprüfung einfügt, werden erforderlichenfalls übersetzt.
  - Die Mitteilung über die Verordnung zur Einleitung des öffentlichen Anhörungsverfahrens legt die Fristen fest, innerhalb derer die Behörden dieses Landes ihre Absicht zur Teilnahme an dem öffentlichen Anhörungsverfahren äußern können. Das öffentliche Anhörungsverfahren kann erst nach Ablauf dieser Frist beginnen.
  - Der Präfekt übermittelt die Unterlagen an den Außenminister.
- Unter der Leitung des unabhängigen Gutachters oder der Anhörungskommission, die von der ASNR, dem Präfekten und dem Betreiber unabhängig sind, **legt der Präfekt die Dauer des öffentlichen Anhörungsverfahrens fest**.
- **Nach Abschluss der öffentlichen Anhörung obliegt es dem unabhängigen Gutachter** (oder dem Vorsitzenden der Anhörungskommission), einen Bericht zu erstellen, der den Ablauf des Anhörungsverfahrens beschreibt und die Anmerkungen der Öffentlichkeit sowie die im Rahmen des Anhörungsverfahrens gesammelten Vorschläge und eventuellen Anmerkungen des Betreibers untersucht. Er erstellt seinen Bericht einschließlich seiner begründeten Schlussfolgerungen und legt ihn dem **Präfekten** vor.
- **Der Präfekt übermittelt der ASNR** den Bericht und die Schlussfolgerungen des unabhängigen Gutachters einschließlich seiner Meinung und ggf. der Ergebnisse der Konsultierungen der Gebietskörperschaften, des lokalen Informationsausschusses (CLI – Commission locale d'information) und der Nachbarstaaten. Er legt dem für die nukleare Sicherheit zuständigen Minister eine Kopie der Unterlagen vor.
- **Die Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN – Behörde für nukleare Sicherheit) berücksichtigt die Schlussfolgerungen des öffentlichen Anhörungsverfahrens und die Ergebnisse der eventuellen Konsultierung der Nachbarstaaten** in ihrer Analyse des Betreiberberichts und in den von ihr festgelegten Vorgaben**.**



DOKUMENT

4

ZUSAMMENFASSUNG DER KONSULTATIONSMASSNAHMEN, DIE FÜR DEN GEMEINSAMEN TEIL DER 4· REGELMÄSSIGEN ÜBERPRÜFUNG DER REAKTOREN MIT 900 MWE DURCHGEFÜHRT WURDEN

Öffentliche Anhörung zum Bericht über die 4· regelmäßige Überprüfung des

KERNKRAFTWERK VON BLAYAIS – REAKTOR NR. 4

Erkenntnisse der EDF aus der Abstimmung zur 4.[ten] periodischen Überprüfung der Kernreaktoren mit 900 MWe



INHALT

Einleitung S. 4

Teil 1 Erkenntnisse der EDF aus dem Konsultationsprozess S. 5

Teil 2 Erkenntnisse zu den Fragen und Anmerkungen der Öffentlichkeit S. 7

2.1 THEMEN DES KONSULTATIONSDOKUMENTS

- Die Robustheit des Brennstoffbeckens S. 8
- die Beherrschung von Unfällen mit Kernschmelze S. 9
- Berücksichtigung des Klimawandels S. 10
- Umgang mit der Alterung der Anlagen S. 12
- Kontrolle der Alterung des Sicherheitsbehälters S. 13
- Überwachung der Alterung des Reaktorbehälters S. 14
- Aufrechterhaltung der Konformität und Bearbeitung von Abweichungen S. 15

2.2 THEMEN, DIE NICHT TEIL DES KONSULTATIONSDOKUMENTS SIND

- Der Schutz von Kernkraftwerken vor böswilligen Handlungen S. . 16
- Kompetenzentwicklung und der Faktor Mensch S. 17
- Die finanzielle Rentabilität der Investitionen S. 20
- Die Information der Öffentlichkeit S. 21

Erkenntnisse von EDF für das nächste

4e periodische Überprüfung der 1.300-MWe-Kernreaktoren, S. 23

EINLEITUNG

Die Konsultation zur Verbesserung der Sicherheit der 32 französischen Kernreaktoren mit einer Leistung von 900 MWe im Rahmen der generischen Phase ihrer 4[e] periodischen Überprüfung fand vom 6. September 2018 bis zum 31. März 2019 statt. An dieser vom Hohen Ausschuss für Transparenz und Information zur nuklearen Sicherheit (HCTISN) initiierten Konsultation waren EDF als Betreiber, der für die regelmäßigen Überprüfungen verantwortlich ist, sowie die wichtigsten Akteure im Bereich der Sicherheit von Kernkraftwerken in Frankreich beteiligt: die Behörde für nukleare Sicherheit (ASN), der Nationale Verband der lokalen Informationskommissionen und -ausschüsse (ANCCLI) und das Institut für Strahlenschutz und nukleare Sicherheit (IRSN). Diese Abstimmung fand unter Aufsicht von zwei vom HCTISN benannten Garanten statt, die aus der von der Nationalen Kommission für öffentliche Debatten (CNDP) erstellten nationalen Liste ausgewählt wurden.

Das Dokument, zu dem die Öffentlichkeit um Stellungnahme gebeten wurde, ist die *„Note de Réponse aux Objectifs“* (NRO), ein offizielles Dokument, das EDF im Rahmen der Prüfung einer periodischen Überprüfung an die ASN übermittelt hat. EDF stellt darin insbesondere die Maßnahmen vor, die das Unternehmen umsetzen will, um die Ziele der 4· periodischen Überprüfung der 900-MWe-Kernreaktoren zu erfüllen. Zu diesem sehr technischen Dokument wurde eine leicht verständliche Zusammenfassung erstellt.

Es wurden 16 öffentliche Sitzungen organisiert, an denen 1.300 Personen teilnahmen; 4.000 Besucher nutzten die dafür eingerichtete digitale Plattform,
und insgesamt gingen rund 1.600 Beiträge ein.

Im Anschluss an die Konsultation hat sich EDF verpflichtet, daraus Lehren zu ziehen und diese zu veröffentlichen, womit eine der Empfehlungen des HCTISN vom 19. September 2019 befolgt wird. Dies ist das Ziel des vorliegenden Dokuments, das nach einer Analyse der Bilanz der Garanten, der Stellungnahme des HCTISN und des Protokolls des Austauschs mit der Öffentlichkeit(1) erstellt wurde.

1. Im ersten Teil erläutert EDF die Erkenntnisse und Erfahrungen, die das Unternehmen aus diesem Konsultationsprozess gewonnen hat, sowie die Maßnahmen, die es daraufhin ergreifen will.
2. Im zweiten Teil geht EDF auf die Fragen und Anmerkungen der Öffentlichkeit ein und erläutert ihre Position zu jedem Thema, das in ihren Zuständigkeitsbereich fällt.

(1) https://concertation.suretenucleaire.fr

Teil 1

ERKENNTNISSE VON EDF AUS DEM KONSULTATIONSPROZESS



Kernkraftwerk Chinon.

ZUSAMMENFASSUNG DER ERWARTUNGEN VON EDF HINSICHTLICH DER KONSULTATION

Auszüge aus den Konsultationsunterlagen: *„Im Vorfeld der öffentlichen Anhörungen, die durch das Gesetz zur Energiewende für grünes Wachstum eingeführt wurden, hat sich EDF gemeinsam mit den anderen Akteuren der nuklearen Sicherheit in Frankreich dazu verpflichtet, eine freiwillige Konsultation zu organisieren, zu der die Öffentlichkeit eingeladen ist, sich zu beteiligen. Für EDF ist dieser beispiellose und innovative Ansatz eine Gelegenheit, das Vertrauen der Regionen durch einen Dialog über die nukleare Sicherheit wiederherzustellen. (...) Im Rahmen dieser Konsultation möchte EDF darlegen, worin die im Zuge der 4. periodischen Überprüfung eingeführten Verbesserungen bestehen , und dabei Dokumente und Hilfsmittel zur Verfügung stellen (...), die einen umfassenden Wissensaustausch mit der Öffentlichkeit über die Herausforderungen der nuklearen Sicherheit und deren Verbesserung ermöglichen. EDF möchte im Rahmen dieser Konsultation mit der Öffentlichkeit Fragen und Vorschläge identifizieren, die das Projekt der 4. periodischen Überprüfung bereichern und es so in die Lage versetzen, das angestrebte Ziel zu erreichen: die Annäherung an die Ziele der nuklearen Sicherheit von Reaktoren der neuesten Generation.“*

DER KONSULTATIONSPROZESS WAR GEPRÄGT VON FOLGENDEN ERFOLGSFAKTOREN

EINE KOLLEGIAL GESTALTETE KONSULTATION

Die Initiative des Hohen Ausschusses für Transparenz und Information zur nuklearen Sicherheit (HCTISN), einen allgemeinen Konsultationsprozess zum weiteren Betrieb der französischen 900-MWe-Kernreaktoren durchzuführen, wurde am 27. Juni 2017 ergriffen. Sie ist das Ergebnis einer 2016 gebildeten Arbeitsgruppe mit rund dreißig Mitgliedern aus dem HCTISN, der EDF, der Behörde für nukleare Sicherheit (ASN), dem Institut für Strahlenschutz und nukleare Sicherheit (IRSN) sowie dem Nationalen Verband der lokalen Informationskommissionen und -ausschüsse (ANCCLI), mit Unterstützung der Nationalen Kommission für öffentliche Debatten (CNDP) und der Nationalen Gesellschaft der Untersuchungsbeauftragten (CNCE). Diese kollegiale Dynamik setzte sich in jeder Phase des Konsultationsprozesses fort:

- Die Steuerung des Konsultationsprozesses erfolgte kollegial und kooperativ durch einen Lenkungsausschuss, dessen Mitglieder vom HCTISN benannt wurden, sowie durch einen Arbeitsausschuss, der sich aus Vertretern der ASN, des IRSN, der ANCCLI und der EDF zusammensetzte;
- Die Vorbereitung dieses Vorgehens wurde durch die bereits sehr frühzeitig von diesen verschiedenen Akteuren angestellten Überlegungen ermöglicht;
- Das Bestreben jedes dieser Akteure in seiner jeweiligen Rolle bestand darin, einen Dialog mit der Öffentlichkeit aufzubauen – ohne dass eine gesetzliche Verpflichtung dazu bestand – und eine Kontinuität bis hin zu den

für jeden Reaktor in den kommenden Jahren[2];

- Die Benennung von zwei Garantinnen durch den Vorstand des HCTISN, die auf der von der Nationalen Kommission für öffentliche Debatten (CNDP) erstellten nationalen Liste stehen, ermöglichte es, die Qualität des Konsultationsprozesses (Gleichbehandlung, Transparenz, Argumentation) zu gewährleisten; die Garantinnen haben im Juni 2019 ihre Bilanz der Konsultation veröffentlicht.

DIE MÖGLICHKEIT, EINEN DIALOG MIT EINER VIELFALT VON ÖFFENTLICHKEITEN AUFZUBAUEN

Das in der Bilanz der Garantinnen hervorgehobene *„konstruktive Klima (der öffentlichen Sitzungen) unter Achtung unterschiedlicher Standpunkte* “ beruhte auf:

- dem Engagement der Betreiber und der Nuklearexperten im Dialog mit den Zielgruppen;
- einer aktiven Beteiligung der Öffentlichkeit, insbesondere der Anwohner, an diesem besonders technischen und komplexen Thema;
- den kontroversen Debatten, die es EDF ermöglichten, die Erwartungen der Öffentlichkeit besser zu erfassen, die Art und Weise zu hinterfragen, wie Verbesserungen der nuklearen Sicherheit dargestellt werden, und auf die geäußerten Fragen und Erwartungen einzugehen;
- die Vielzahl der Informations- und Austauschkanäle[3] sowie die vielfältigen Formen der Beteiligung[4].

EDF ZIEHT FOLGENDE SCHLUSSFOLGERUNGEN FÜR DIE FORTSETZUNG DER 4· PERIODISCHEN ÜBERPRÜFUNG DER 900-MWE-KERNREAKTOREN

- Bestimmte von EDF vorgeschlagene Maßnahmen zur Verbesserung der Sicherheit, insbesondere diejenigen, die sich aus den Erfahrungen mit dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima-Daiichi ableiten (Notfall-Dieselaggregat, Corium-Verteiler, Nukleare Schnellreaktionskraft usw.), wurden von einer großen Mehrheit der Teilnehmer der Konsultation als relevant angesehen.
- Andere Aspekte der in der Antwort auf die Zielvorgaben (NRO) vorgeschlagenen Sicherheitsverbesserungen waren Gegenstand von Fragen, Kontroversen oder sogar Vorschlägen und Erwartungen. Diese Mitteilung zielt darauf ab, auf diese verschiedenen Themen einzugehen und Lösungsansätze aufzuzeigen.
- EDF hat zudem bestimmte Fragen zu Themen zur Kenntnis genommen, die nicht in den zur Konsultation vorgelegten Unterlagen enthalten waren, auf die das Unternehmen im Rahmen seiner Zuständigkeiten ebenfalls eingehen will.

In diesem Zusammenhang verpflichtet sich EDF, die Öffentlichkeit bis zum Beginn der öffentlichen Anhörungen kontinuierlich über die weiteren Schritte im Anschluss an die Konsultation zu informieren, und zwar auf verschiedene Weise:

- die Fortsetzung der Informationen auf der digitalen Plattform der Konsultation;
- das Angebot an die lokalen Informationskommissionen (CLI), gemeinsame Informationsveranstaltungen mit der ASN und dem IRSN durchzuführen, um die von jedem Veranstalter aus der Konsultation gezogenen Erkenntnisse vorzustellen, insbesondere die Stellungnahme des Betreibers EDF;
- die regelmäßige Veröffentlichung von Informationen in den elektronischen Newslettern der Kernkraftwerke;
- Gemäß der Empfehlung Nr. 3 des HCTISN wird EDF dieses Dokument der Öffentlichkeit im Rahmen künftiger öffentlicher Anhörungen für jeden der betroffenen Reaktoren zur Verfügung stellen.

(2) *Artikel L. 593-19 des Umweltgesetzbuchs.*
(3) Von öffentlichen Versammlungen in unmittelbarer Nähe der Kernkraftwerke, die von den lokalen Informationskommissionen geleitet werden, bis hin zur digitalen Plattform, über die ein nationales und internationales Publikum erreicht werden kann.
(4) Workshops, Plenarsitzungen, Diskussion der Stellungnahme zu den Zielen des Konsultationsprozesses...

Teil 2

ERKENNTNISSE ZU DEN FRAGEN UND ANMERKUNGEN DER ÖFFENTLICHKEIT

Unter den 1.600 Beiträgen, die bei den Konsultationssitzungen und auf der digitalen Plattform gesammelt wurden, hat EDF die Themen identifiziert, die in seinen Zuständigkeitsbereich(5) fallen und zu denen die meisten Fragen und Anmerkungen eingegangen sind. EDF legt zu jedem Thema seinen Standpunkt dar. Einige Themen sind im Konsultationsdossier enthalten, andere sind dort nicht aufgeführt, wurden jedoch von der Öffentlichkeit wiederholt angesprochen.



Kernkraftwerk Cruas-Meysse.

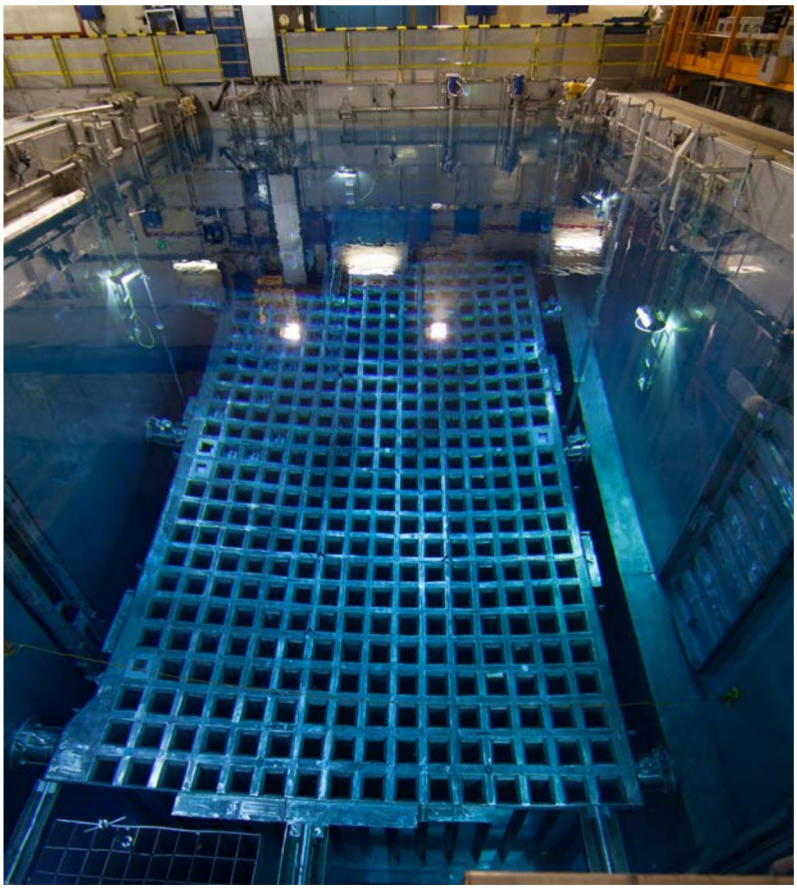
(5) Die Fragen und Bedenken der Öffentlichkeit hinsichtlich der Zweckmäßigkeit der Fortführung des Betriebs der Kraftwerke und der Steuerung der Kernenergiebranche werden in diesem Vermerk nicht behandelt, da sie nicht in den Zuständigkeitsbereich von EDF fallen.
Die Entscheidung über die Fortsetzung oder Einstellung des Betriebs von Kernreaktoren wird von der Regierung im Rahmen der mehrjährigen Energieplanung (PPE) getroffen, die im ersten Halbjahr 2018 Gegenstand einer öffentlichen Debatte war und am 27. November 2018 vom Präsidenten der Republik bekannt gegeben wurde.
Die Steuerung der nuklearen Aktivitäten unterliegt dem Gesetz Nr. 2006-686 vom 13. Juni 2006 über Transparenz und Sicherheit im Nuklearbereich: „Der Staat legt die Vorschriften zur nuklearen Sicherheit fest und führt die Kontrollen zur Durchsetzung dieser Vorschriften durch. Er sorgt dafür, dass die Öffentlichkeit über die mit nuklearen Aktivitäten verbundenen Risiken und deren Auswirkungen auf die Gesundheit und Sicherheit der Menschen sowie auf die Umwelt informiert wird."
https://www.legifrance.gouv.fr/affichTexte.do?cidTexte=LEGITEXT000006053843&dateTexte=20081107

2.1 THEMEN DER KONSULTATIONSDOKUMENTATION

Die Robustheit des Brennelementbeckens

Zahlreiche Fragen betrafen die Kühlung der im Brennelementbecken (BK) gelagerten Brennelemente, mögliche Wassernachfüllungen oder die Diversifizierung der Kühlquellen. Ein immer wieder geäußertes Anliegen betraf den Schutz des Beckens vor äußeren Einflüssen, insbesondere im Falle eines Flugzeugabsturzes, wobei die beim EPR vorgenommene „Bunkerung" des BK-Beckens als Vergleich herangezogen wurde.

EDF bestätigt, dass keine zusätzlichen Maßnahmen am **BK-Reaktorbecken** in Form einer „Bunkerung" getroffen werden. Denn in allen Stör- und Unfallsituationen ist das Unterwasserbleiben der Brennelemente dank der Robustheit der das Reaktorbecken umgebenden Struktur und der getroffenen Vorkehrungen zur Gewährleistung einer permanenten Kühlung gewährleistet. Situationen mit einem Kühlverlust im BK-Becken sind zudem Unfallszenarien, die sich nur langsam entwickeln. Es würde mehrere Tage dauern, bis die Brennelemente freigelegt würden, was genügend Zeit lässt, um die vorgesehenen Gegenmaßnahmen zu ergreifen.



Kernkraftwerk zur Stromerzeugung in Saint-Laurent-des-Eaux, Brennstoffgebäude, Deaktivierungsbecken

Nach dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima-Daiichi wurden mehrere bauliche und organisatorische Änderungen umgesetzt, um eine Diversifizierung der Möglichkeiten zur Wasserzufuhr in das BK-Becken für Situationen zu gewährleisten, die über die in den geltenden Vorschriften festgelegten Fälle hinausgehen. Durch die Nutzung der verschiedenen Wasserreserven am Standort (Entmineralisiertes Wasser, Behälter der Pumpstation an den Standorten Gravelines und Blayais, Fluss, Becken) kann die Wasserzufuhr durch die Bereitschaftsteams mit mobilen Pumpen oder mit von der „Force d'Action Rapide du Nucléaire" (FARN) bereitgestellten Mitteln erfolgen, wie beispielsweise einer mobilen Kühlvorrichtung für das BK-Becken namens „PTRbis", die die Kühlung nach einer längeren Siedephase ermöglicht.

Ergänzend zu diesen Vorkehrungen und im Rahmen eines kontinuierlichen Verbesserungsprozesses hat EDF die folgenden Maßnahmen eingeleitet.

- Die Analyse der Auswirkungen der bei der Auslegung des EPR definierten Unfallszenarien, übertragen auf die BK-Becken der 900-MWe-Reaktoren, führte dazu, dass die Isolierungsmaßnahmen verdoppelt wurden, um eine Entleerung des Beckens zu verhindern. EDF hat zudem die Betriebsvorschriften verschärft, um die Verfügbarkeit von Wasserzufuhr zu gewährleisten.
- Ergänzend zum aktuellen Programm zur Überwachung des BK-Beckens während des Betriebs prüft EDF die Einführung eines zusätzlichen Programms zur Kontrolle der Anlagen mit neuen Untersuchungen zur Charakterisierung möglicher Undichtigkeiten und Spannungskorrosion am Becken sowie verbesserten Reparaturmaßnahmen.
- EDF hat mit der Überprüfung der Robustheit des Reaktorbeckens bei Erdbebenstärken begonnen, die deutlich über den bei der Auslegung zugrunde gelegten Werten liegen („Kernbeben").

Die Bewältigung von Unfällen mit Kernschmelze

Die Öffentlichkeit stellte wiederholt Fragen zur Bewältigung der Situation im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze. Diese Fragen betrafen vor allem die Wasser-, Strom- und Brennstoffversorgung der verschiedenen Anlagenkomponenten sowie die Lehren, die EDF aus dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima-Daiichi gezogen hat.

Bereits bei der Auslegung basiert das Sicherheitskonzept für die Reaktoren von EDF auf einer Strategie zur Verhinderung eines Unfalls, der zu einer Kernschmelze führen könnte. Bei der Auslegung der Kernkraftwerke wird daher eine Reihe von Stör- und Unfallsituationen berücksichtigt, um in diesen Situationen die Aufrechterhaltung der drei Sicherheitsfunktionen zu gewährleisten:

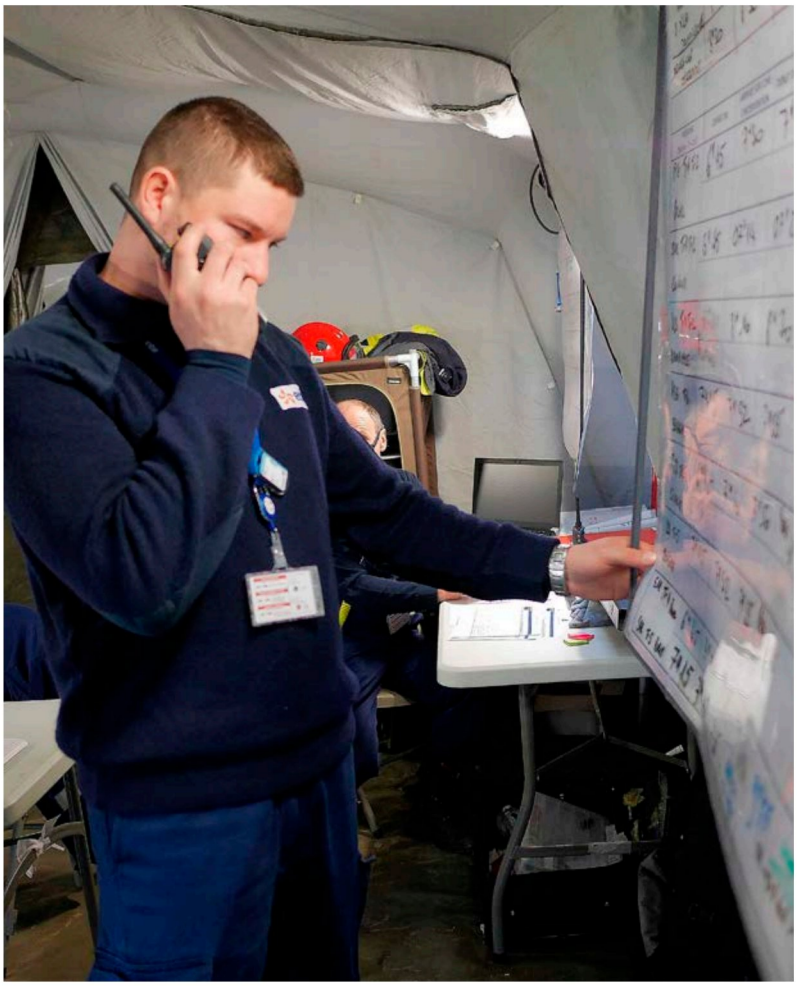
- die Kontrolle der Reaktivität;
- die Kühlung des Brennstoffs;
- die Aufrechterhaltung der Eindämmung radioaktiver Stoffe.

EDF hat in der Folge **zusätzliche** Maßnahmen **im Hinblick auf Unfälle mit Kernschmelze** eingeführt, wie beispielsweise ein Filtersystem für Emissionen in die Atmosphäre, wobei Unfallszenarien mit einer Häufung von Ausfällen der vorgesehenen Schutzmaßnahmen auf der Ebene der Sicherheitssysteme oder menschlicher Eingriffe angenommen wurden.
Auch wenn „Unfälle mit Kernschmelze“ höchst hypothetisch sind, werden sie im Sicherheitskonzept als letzte Stufe der mehrschichtigen Sicherheit berücksichtigt.

Aufgrund der Erfahrungen aus dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima-Daiichi hat EDF die Robustheit seiner Anlagen durch die Einrichtung einer neuen Stromversorgungsquelle (Notstromdiesel) und einer neuen Kühlwasserquelle für den Reaktor und das Brennelementlagerbecken verstärkt. EDF hat zudem eine „Force d'Action Rapide du Nucléaire“ (FARN) eingerichtet, die in der Lage ist, innerhalb von weniger als 24 Stunden an allen Kernkraftwerksstandorten vor Ort zu sein, um Schutzmaßnahmen umzusetzen, insbesondere die Versorgung des Notstromaggregats mit Kraftstoff sowie die Installation von Pumpen und Schläuchen zur Wasserversorgung der Anlage. Diese neuen Maßnahmen stärken die Widerstandsfähigkeit der Kraftwerke gegenüber Unfällen und tragen somit dazu bei, eine radiologische Kontamination der Umwelt im hypothetischen Fall einer Kernschmelze zu vermeiden.

Im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren hat sich EDF zum Ziel gesetzt, das Sicherheitsniveau der Reaktoren der 3. Generation vom Typ EPR anzustreben, um frühe oder umfangreiche Freisetzungen zu reduzieren und damit dauerhafte Auswirkungen auf die Umwelt zu vermeiden.
Dementsprechend wurden Maßnahmen entlang zweier Verbesserungsschwerpunkte festgelegt:

1. Vermeidung jeglichen Risikos einer Ausbreitung von Radioaktivität im Boden, indem das Risiko eines Durchbruchs des Reaktorgebäudegrundes (Fundamentplatte) durch die Trockenausbreitung des Coriums und dessen Kühlung durch Eintauchen in Wasser auf ein vernachlässigbares Maß reduziert wird: Diese als „passive Wiederflutung“ bezeichnete Lösung ähnelt im Prinzip der beim EPR umgesetzten;
2. Im Falle eines Unfalls soll das Öffnen der Druckentlastungs-/Filtervorrichtung (Filter U5) mit dem damit verbundenen Ausfall der Sicherheitssysteme verhindert werden, indem eine spezielle Maßnahme namens EAS ND (Notfall-Sprühsystem für den Sicherheitsbehälter) zum Einsatz kommt, die es ermöglicht, das Wasservolumen des Primärkreislaufs aufrechtzuerhalten und die in den Sicherheitsbehälter übertragene Restleistung des Reaktorkerns abzuführen.



Kommandostelle der FARN-Teams (Force d'Action Rapide du Nucléaire) während einer Übung im Kernkraftwerk Gravelines.

Berücksichtigung des Klimawandels

Mehrfach stellten die Teilnehmer der Konsultation die Frage, inwieweit die Auswirkungen des Klimawandels bei den von EDF vorgeschlagenen Sicherheitsverbesserungen berücksichtigt werden. Im Mittelpunkt des Austauschs standen vor allem die Fähigkeit von EDF, die Kühlung der Reaktoren in Dürreperioden aufrechtzuerhalten, die Verstärkung der Schutzmaßnahmen gegen extreme Wetterereignisse sowie die kumulativen Auswirkungen der Wasserknappheit und der Wärmeabgabe der Kraftwerke auf die Umwelt.



Umweltüberwachung im Kernkraftwerk Blayais, mit Wasserentnahme.

Während ihres gesamten Lebenszyklus stoßen Kernkraftwerke nur geringe Mengen an Treibhausgasen aus; sie tragen somit dazu bei, die Auswirkungen der Stromerzeugung auf den Klimawandel deutlich zu begrenzen. Um diesen Vorteil langfristig zu sichern, muss der Betrieb der Kernkraftwerke auch an die verschiedenen Auswirkungen des Klimawandels angepasst werden. EDF berücksichtigt daher die Auswirkungen des Klimawandels auf seine Anlagen durch einen strukturierten, grundlegenden Ansatz, der insbesondere auf einer regelmäßigen Überprüfung alle 10 Jahre, einer Klimaüberwachung alle 5 Jahre und einer reaktiven Analyse im Falle eines schwerwiegenden Klimaereignisses basiert.

Bewältigung der Risiken durch klimabedingte natürliche äußere Einflüsse
Die Widerstandsfähigkeit der Anlagen gegenüber klimabedingten natürlichen äußeren Einflüssen wird anhand von Referenzereignissen überprüft, die auf der Grundlage von Ereignissen aus der Vergangenheit festgelegt wurden (z. B. ein Jahrhunderthochwasser). So haben die im Rahmen der 4· regelmäßigen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren durchgeführten Studien zur Überprüfung des Schutzes der Anlagen gegenüber den Referenzgefahren zu Änderungen an den Anlagen geführt, wie beispielsweise die Erhöhung der Schutzdeiche als Maßnahme gegen einen Anstieg des Meeresspiegels oder die Verbesserung der Kühlung der Räume im Falle einer Hitzewelle. Diese Verbesserungen ergänzen diejenigen, die bereits im Rahmen des Programms „Grands Chauds“ umgesetzt wurden: Erhöhung der Kapazitäten der „Kühlaggregate“, Einbau zusätzlicher Klimaanlagen, Erhöhung der Kapazität der Wasser-Wasser-Wärmetauscher, Überprüfung der Beständigkeit der Anlagenkomponenten bei Temperaturen, die über den bei ihrer Auslegung vorgegebenen Werten liegen, sowie gegebenenfalls entsprechende Anpassungen, Sanierung der Luftkühler zur Verbesserung ihrer thermischen Leistung.
Im Vorfeld ermöglicht ein Klimamonitoring, das alle fünf Jahre zeitlich abgestimmt auf die Berichte des Zwischenstaatlichen Ausschusses für Klimawandel (IPCC) durchgeführt wird, die Identifizierung von Klimarisiken, die zu einer Aufwärtskorrektur des Referenzrisikoniveaus führen könnten.

Im Rahmen der 4· regelmäßigen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren hat EDF das ordnungsgemäße Verhalten seiner Anlagen im Hinblick auf die neuen Empfehlungen der Europäischen Vereinigung der westeuropäischen Aufsichtsbehörden für nukleare Sicherheit (WENRA 2014) überprüft, wobei insbesondere Korrosionsgrade mit einer Wiederkehrperiode von 10.000 Jahren berücksichtigt wurden.

Ergänzend dazu führte ein Ansatz in Bezug auf externe Einwirkungen natürlichen Ursprungs, deren Schweregrad den im Sicherheitsreferenzrahmen der Anlagen berücksichtigten deutlich übersteigt, zur Definition eines „Kernkontingents“ “, bestehend aus einer Reihe fester und robuster materieller Mittel, ergänzt durch mobile Mittel, um massive radioaktive Freisetzungen und dauerhafte Auswirkungen auf die Umwelt in potenziell extremen Situationen infolge externer Einwirkungen natürlichen Ursprungs zu vermeiden: Überschwemmung, extremer Wind, Blitzschlag, Tornado…

Der Aufbau dieses „Kernkerns“ erfolgt im Rahmen der regelmäßigen Überprüfungen.

Bewältigung der „Nachteile[6] “

Der normale Betrieb von Kernkraftwerken führt zu ständigen Wechselwirkungen mit der Umwelt, insbesondere mit der aquatischen Umwelt, im Zusammenhang mit den für die Kühlung erforderlichen Wasserentnahmen und den thermischen, chemischen oder radioaktiven Flüssigkeitsableitungen. Diese Wechselwirkungen werden durch Genehmigungen für Wasserentnahmen und Ableitungen geregelt, die für jedes Kraftwerk individuell festgelegt und auf der Grundlage von Umweltverträglichkeitsprüfungen erteilt werden.
Diese Wechselwirkungen können durch hydroklimatische Bedingungen beeinflusst werden. So kann beispielsweise die Einhaltung einer vorgeschriebenen Mindestabflussmenge in Zeiten starker Niedrigwasserperioden oder die Einhaltung einer Höchsttemperatur eines durch die Umgebungsluft stark erwärmten Flusses oberhalb des Kraftwerks während einer Hitzewelle dazu führen, dass die Leistung gedrosselt oder die Reaktoren sogar abgeschaltet werden müssen. Diese vom Betreiber in Dürre- oder Hitzewellenperioden getroffenen Maßnahmen betreffen einige Reaktoren und wenige Tage im Jahr, was einem Anteil von 0,25 % der Jahresproduktion entspricht.
Der Betrieb der Reaktoren unterliegt somit besonderen Vorschriften, die von den klimatischen Bedingungen und deren Entwicklung abhängen. Diese klimatischen Entwicklungen zu antizipieren und genau zu kennen, ist ein wichtiger Faktor für den Betrieb.

Klimatische Entwicklungen

Anfang der 2000er Jahre startete EDF ein Forschungsprogramm zur Anpassung seiner Betriebsprozesse an den Klimawandel.
Als Ergebnis dieser Forschungen liefert heute eine interne „Klimastelle“ auf der Grundlage von Klimamodellen Prognosen lokaler Werte (Lufttemperaturen, Niederschläge …), die von den Fachbereichen der Kernenergieerzeugung direkt genutzt werden können.

Diese Forschungsmaßnahmen ermöglichen es zudem, die hydroklimatischen Entwicklungen in einem Zeithorizont von 20 bis 30 Jahren stromaufwärts der verschiedenen Kraftwerke abzuschätzen: Verfügbarkeit der Wasserressourcen (Entwicklung der Flussdurchflussmengen), zukünftige Entwicklung ihrer Temperatur.
Diese Studien zum zukünftigen Klima ergänzen die Analyse der in der Vergangenheit beobachteten Trends auf der Grundlage bereits verfügbarer historischer Daten aus der kontinuierlichen Überwachung der aquatischen Umwelt stromaufwärts und stromabwärts von Kernkraftwerken (wie beispielsweise die Überwachung der physikalisch-chemischen Parameter und der Abflussmengen der Flüsse).

Programm „Thermie-Hydrobiologie“

Die Wechselwirkungen der Kraftwerke mit der aquatischen Umwelt sind Gegenstand eines Überwachungsprogramms für aquatische Ökosysteme, mit dem jede ungewöhnliche Entwicklung erkannt werden kann. So hat EDF seit der Inbetriebnahme der Kraftwerke Datenreihen zur Wasserqualität und zu den biologischen Kompartimenten (Mikroorganismen, Plankton, Wirbellose, Pflanzen, Fische) erfasst.
Diese Datenreihen, die die sehr geringen Auswirkungen der Einleitungen der Kraftwerke belegen, tragen auch zur Erweiterung des wissenschaftlichen Wissens über den Einfluss steigender Wassertemperaturen auf die Umwelt bei, insbesondere bei Kraftwerken an Flussläufen.
Diese Messungen, verbunden mit Forschungsmaßnahmen, die in Zusammenarbeit mit nationalen (CNRS, INRAe…) und internationalen (europäischen Universitäten) Instituten im Rahmen eines Forschungsprogramms zu Thermie und Hydrobiologie durchgeführt wurden, haben gezeigt, dass die Einleitungen der Kraftwerke nur einen geringen und sehr lokal begrenzten Einfluss haben, und verdeutlicht, dass die Entwicklung der Ökosysteme von globalen Faktoren bestimmt wird: Anstieg der Lufttemperaturen, Rückgang der Abflussmengen in Fließgewässern, Einwanderung invasiver gebietsfremder Arten im Zusammenhang mit den klimatischen Veränderungen auf Ebene der Einzugsgebiete über mehrere Jahrzehnte hinweg.

Um das Wissen über den Einfluss des Klimawandels auf aquatische Ökosysteme zu vertiefen, wird EDF in Kürze gemeinsam mit seinen Partnern ein Seminar zur Auswertung des Programms „Thermie-Hydrobiologie 2010–2016“ organisieren, um gemeinsam einen neuen Aktionsplan zur Fortsetzung der Forschung zu diesem Thema zu erarbeiten, und jedem CLI eine Zusammenfassung der Studien zu seinem Kernkraftwerk zur Stromerzeugung zur Verfügung stellen.

(6) Gemäß dem Erlass über Kernkraftwerke (INB) – Artikel 4.1 – sind Beeinträchtigungen „die durch die Anlage verursachten Auswirkungen auf Gesundheit und Umwelt aufgrund von Wasserentnahmen und Einleitungen sowie andererseits die Belästigungen, die sie verursachen kann, insbesondere durch die Ausbreitung pathogener Mikroorganismen, Lärm und Erschütterungen, Gerüche oder Staubaufwirbelungen“.

Die Bewältigung der Alterung der Anlagen

Die Bewältigung der Alterung war eines der Themen der Konsultation, bei dem die von EDF in ihrer Antwort auf die Zielvorgaben (NRO) vorgeschlagenen Maßnahmen von der Öffentlichkeit als relevant erachtet wurden(7). Die Korrosion der Anlagen wurde mit Fragen zur Überprüfung der am schwersten oder gar nicht zugänglichen Stellen thematisiert. Es wurde auch darum gebeten, die Verfahren zur Vorwegnahme der Alterung von Kernkraftwerken zu beschreiben, und es wurden Fragen zur weiteren Verwendung von veralteten Anlagen gestellt.



Gesamtansicht des Maschinenraums des Kernkraftwerks Tricastin zur Stromerzeugung.

Um den Betrieb der Anlagen fortzusetzen, muss **nachgewiesen** werden, dass die Ausrüstung auch nach 40 Jahren noch funktionsfähig ist. Die Kriterien für die Eignung zum weiteren Betrieb entsprechen den maximal zulässigen Werten der Auswirkungen von Alterungsprozessen auf die Sicherheit: Beispielsweise gilt für den Alterungsprozess der Korrosion ein maximal zulässiger Dickenverlust. Kann die Funktionsfähigkeit der Ausrüstung nach 40 Jahren nicht nachgewiesen werden, wird sie ersetzt oder saniert.

Fall von schwer zugänglichen Anlagen

Um die Kontrolle über die Alterung von unterirdischen oder schwer zugänglichen Rohrleitungen zu verbessern, stützt sich EDF auf Instrumente, die vom amerikanischen Forschungsinstitut der Kernkraftwerksbetreiber (EPRI) entwickelt wurden, insbesondere auf der Grundlage von Ergebnissen aus der petrochemischen Industrie. Sichtprüfungen an zugänglichen oder freigelegten Abschnitten, Kamerainspektionen im Inneren sowie Ultraschall-Dickenmessungen ermöglichen es, mögliche Alterungserscheinungen zu erkennen. Auf der Grundlage der Erkenntnisse zur Korrosionskinetik, gegebenenfalls ergänzt durch eine Druckprüfung, wird die Rohrleitung für betriebsfähig erklärt oder saniert.

Risiko der Veralterung

Die Beherrschung des Veralterungsrisikos von Ausrüstungen beruht insbesondere auf der Überwachung der Verfügbarkeit von Ersatzteilen, deren Beschaffung und, falls erforderlich, der In Auftraggabe neuer Fertigungen identischer oder gleichwertiger Ausrüstungen. Diese Ausrüstungen werden dann denselben Qualifikationsprüfungen unterzogen wie die Originalausrüstungen. Im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren plant EDF beispielsweise den Austausch bestimmter Steuerungs- und Kontrollgeräte sowie bestimmter Komponenten von Schaltanlagen. Die ausgetauschten Geräte, die für die nukleare Sicherheit von Bedeutung sind, werden den erforderlichen Qualifikationsprüfungen unterzogen.

(7) Stellungnahme Nr. 12 und Empfehlungen des Hohen Ausschusses im Anschluss an die Konsultation zur generischen Phase der 4· periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren des französischen Kernkraftwerkparks.

Die Bewältigung der Alterung des Sicherheitsbehälters

Zahlreiche Fragen bezogen sich speziell auf die Alterungsbeherrschung des Sicherheitsbehälters und betrafen insbesondere dessen langfristige mechanische Festigkeit oder Dichtheit sowie die Art und Weise, wie mit dieser Art von Anlage umgegangen werden soll, die nicht ersetzt werden kann.

Die langfristige Integrität des Sicherheitsbehälters beruht auf der Beherrschung seines mechanischen Verhaltens, das durch einen Behälter aus vorgespanntem Stahlbeton gewährleistet wird, sowie auf seiner Dichtheit, die durch eine Metallauskleidung verstärkt wird, die auf der gesamten Innenfläche angebracht ist.

Das mechanische Verhalten wird durch fest im Beton eingebaute Sensoren überwacht, die jedes abnormale Verhalten erkennen können. Diese Messungen dienen auch zur Kalibrierung der numerischen Modelle, die das Langzeitverhalten des Bauwerks simulieren. Diese Berechnungen bestätigen, dass die Vorspannung des Bauwerks, die sich im Laufe der Zeit aufgrund der Austrocknung der Wand und der Relaxation der Kabel auf natürliche Weise verringert, auch nach mindestens 60 Betriebsjahren ihre Funktion weiterhin erfüllt, selbst im Falle eines Unfalls.

Der Sicherheitsbehälter wird zudem regelmäßig inspiziert, um Risse und deren mögliche Entwicklung festzustellen. Sobald der Korrosionsschutz der Betonbewehrung geschwächt ist, werden die Schäden behoben.

Darüber hinaus wird die Sicherheitshülle alle 10 Jahre auf den Druck gebracht, dem sie im Störfall ausgesetzt wäre, um ihr mechanisches Verhalten und ihre Dichtheit zu überprüfen. Die Ergebnisse werden mithilfe numerischer Modelle ausgewertet, um sicherzustellen, dass die Alterungsannahmen weiterhin gültig sind.

Ergänzend zu diesen Maßnahmen und im Rahmen eines kontinuierlichen Verbesserungsprozesses verfügt EDF über ein umfangreiches Forschungsprogramm zur Alterung seiner Anlagen.
An einem seiner F&E-Standorte hat EDF daher ein Modell eines Sicherheitsbehälters im Maßstab 1:3 (das VeRCoRs-Modell) gebaut, dessen Maßstabswirkung eine beschleunigte und realistische Alterung um den Faktor 10 im Vergleich zu einer realen Anlage ermöglicht. Das mit diesem Modell verbundene wissenschaftliche Programm zielt darauf ab, die Erkenntnisse über die Alterung und die Leckage von Sicherheitsbehältern weiter zu verbessern; es steht der weltweiten wissenschaftlichen und technischen Gemeinschaft offen. Es ermöglicht die Verbesserung numerischer Modelle, die Entwicklung neuer Technologien zur Leckageerkennung sowie zerstörungsfreie Prüfverfahren im Bauwesen (Erkennung von Korrosion, Betonfehlern usw.). Die Versuche bestätigen zudem, dass die strukturelle Tragfähigkeit der Reaktorbehälter über erhebliche Sicherheitsreserven verfügt.



F&E-Standort von EDF Les Renardières: Luftaufnahme des Modells VeRCoRs zur Untersuchung der Alterung von Reaktorgebäuden.

Die Beherrschung der Alterung des Reaktorbehälters

Zahlreiche Fragen betrafen die Bewältigung der Alterung des Reaktordruckbehälters, insbesondere die von EDF im Rahmen der 4.e periodischen Überprüfung, um die Festigkeit des Stahls der Reaktorbehälter der 900-MWe-Reaktoren über einen Zeitraum von mehr als 40 Jahren sicherzustellen, wobei hervorgehoben wurde, dass die Reaktorbehälter zunehmend durch Neutronenstrahlung und thermische Einflüsse beeinträchtigt werden.



Montage des Reaktorbehälterdeckels im Kernkraftwerk Cruas-Meysse.

Die wichtigsten am Reaktorbehälter festgestellten Alterungsmechanismen betreffen die Strahlungsalterung und die thermische Alterung.

Seit der Konzeption wird ein Überwachungsprogramm zur Beobachtung der Auswirkungen der Strahlung auf die mechanischen Eigenschaften des Stahls der Behälter durchgeführt. Es basiert auf der Auswertung der Daten von Zug-, Zähigkeits- und Kerbschlagzähigkeitsproben, die in Kapseln im Inneren jedes Behälters angebracht sind. Aufgrund ihrer Lage werden diese Kapseln zwei- bis dreimal schneller bestrahlt als der Behälter selbst. Die regelmäßige Untersuchung dieser Kapseln ermöglicht es, die tatsächliche Alterungsentwicklung des unter Bestrahlung stehenden Behälterstahls vorherzusagen.
Nach den ersten zehnjährigen Inspektionen konnten durch Änderungen im Brennstoffmanagement die vom Reaktorbehälter in jedem Zyklus aufgenommene Neutronendosis im Vergleich zu den Auslegungsannahmen deutlich reduziert werden (um 40 % reduzierter Neutronenfluss an den am stärksten exponierten Azimuten).

Im Rahmen der 4· periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren wird die Einführung von Hafnium-Bündeln – einem neutronenabsorbierenden Material – in die Brennelemente eine weitere Verringerung der Neutronenflüsse auf den Reaktordruckbehälter ermöglichen und die mechanischen Sicherheitsmargen erhalten.

Andere Bereiche, wie beispielsweise die Rohranschlüsse, sind dem Phänomen der thermischen Alterung ausgesetzt. Die Überwachung dieser Bereiche erfolgt in Abhängigkeit vom potenziellen Vorhandensein von Fertigungsfehlern und von Anzeichen, die bei Prüfungen festgestellt wurden. In beiden Fällen werden diese Untersuchungen im Rahmen der zehnjährigen Inspektionen mithilfe des MIS-Geräts (Machine d'Inspection en Service) durchgeführt.

Diese Maßnahmen, ergänzt durch Forschungs- und Entwicklungsarbeiten zu den physikalischen Verhaltensphänomenen von Werkstoffen unter Strahlungseinwirkung, ermöglichen es, die Robustheit des Reaktorbehälterstahls nach 40 Jahren sicherzustellen.

Aufrechterhaltung der Konformität und Umgang mit Abweichungen

Mehrfach stellten die Teilnehmer die Konformität der Anlagen und Komponenten nach 40 Betriebsjahren in Frage, insbesondere hinsichtlich des Vorgehens bei der Überprüfung, Kontrolle und Behebung von Abweichungen.



Techniker bei der Inspektion im Maschinenraum des Kernkraftwerks Bugey zur Stromerzeugung.

EDF stellt kontinuierlich die Konformität der Anlagen sicher und legt im Falle der Nichteinhaltung einer Sicherheitsanforderung Korrekturmaßnahmen fest und setzt diese um, die der französischen Atomaufsichtsbehörde (ASN) mitgeteilt werden. Der Prozess zur Behandlung von Konformitätsabweichungen zielt darauf ab, diese innerhalb von Fristen zu bearbeiten, die den Sicherheitsrisiken angemessen sind. Alle in jedem Kraftwerk festgestellten Mängel werden erfasst und charakterisiert. Die gewählte Bearbeitungsstrategie basiert auf folgenden Zielen: Sicherheitsrisiken, Einführung eventueller Übergangsmaßnahmen, bevor die endgültige Wiederherstellung der Konformität erreicht werden kann, sowie Festlegung der an der Anlage vorzunehmenden Änderungen unter Berücksichtigung sozio-organisatorischer und menschlicher Aspekte (SOH).

Ergänzend zur individuellen Bearbeitung jeder einzelnen Abweichung prüft EDF, ob die Summe der Abweichungen für die Sicherheit schädlicher ist als jede einzelne Abweichung für sich genommen. In diesem Fall werden Maßnahmen ergriffen, um dieses Risiko zu verringern.

Anlässlich der zehnjährigen Überprüfungen führt EDF ein umfassendes Inspektionsprogramm zur Konformität der Anlagen durch, das die bestehenden Betriebsvorschriften ergänzt. Ziel ist es, die Konformität der Anlage mit den zu Beginn der Überprüfung geltenden Vorgaben zu bewerten, um die Sicherheit zu stärken.

Um die Kontrolle über die Konformität seiner Anlagen mit den Sicherheitsanforderungen zu verbessern, bündelt EDF seine Maßnahmen im Rahmen eines nationalen Projekts – „Kontrolle der Konformität sicherheitsrelevanter Ausrüstungen“ (EIPS) –, das folgende Ziele verfolgt:

- den Prozess des Abweichungsmanagements durch einen Ansatz der reaktiven Analyse von Konformitätsabweichungen (AREC) und die damit verbundene Organisation zu stärken, um bereits bei Bestätigung einer wahrscheinlichen oder nachgewiesenen Abweichung mit hoher sicherheitsrelevanter Bedeutung eine reaktive Bearbeitung mit einer Benachrichtigung der ASN innerhalb von 10 Tagen zu ermöglichen;
- den Umfang der Konformitätsprüfungen bei der 4. periodischen Überprüfung zu erweitern. Der von EDF vorgeschlagene Umfang der Konformitätsprüfung wurde im Vergleich zu früheren Überprüfungen erweitert: Bauwesen, Eignung der Ausrüstung unter Unfallbedingungen, Blitzschlag, Rohrleitungen und Behälter, Halterungen und Verankerungen, Sicherheitsbehälter und Belüftung, Brand, Explosion... Die Festlegung neuer, gezielter Prüfprogramme für die Komponenten mit den größten Risiken wird diese Konformitätsprüfungen weiter stärken.

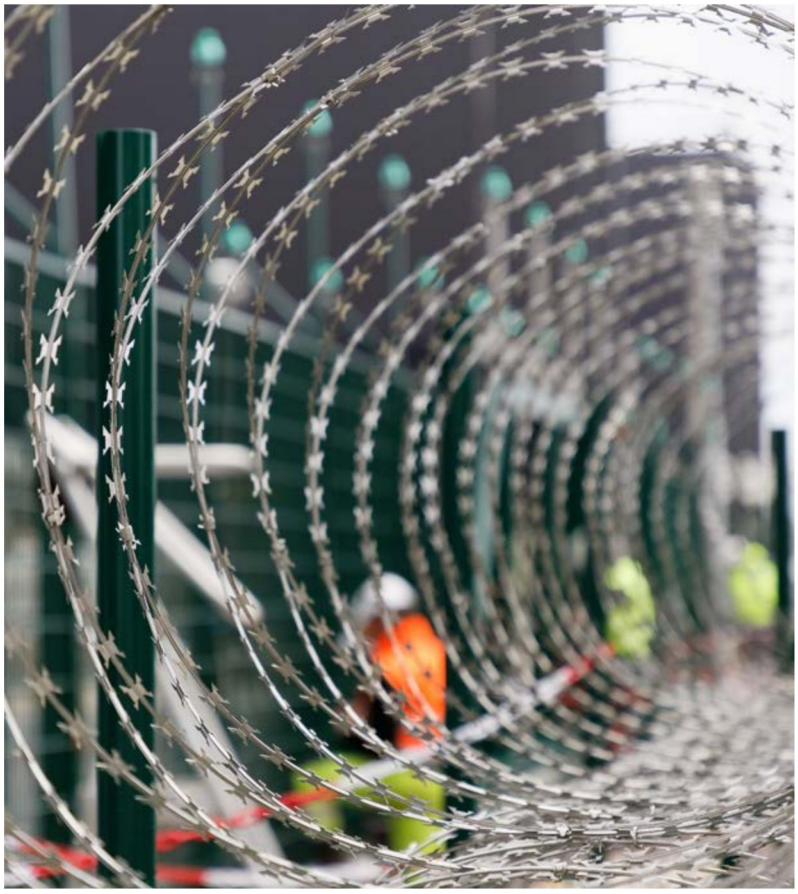
2.2 THEMEN AUSSERHALB DES KONSULTATIONSDOKUMENTS

Der Schutz von Kernkraftwerken vor böswilligen Handlungen

Mehrfach stellten die Teilnehmer Fragen zum Schutz der Kraftwerke vor böswilligen Handlungen. Ihre Fragen betrafen vor allem Maßnahmen gegen von Menschen verursachte Angriffe von außen (Terrorismus, absichtlicher Flugzeugabsturz, Eindringen, Drohnen) oder die IT-Sicherheit.

Die Sicherheit der Kernkraftwerke beruht auf einer Koordinierung der Maßnahmen zwischen EDF und dem Staat(8). Die Behörden gewährleisten insbesondere eine kontinuierliche Überwachung der Kernkraftwerke und ihres Luftraums. Der Hohe Beamte für Verteidigung und Sicherheit (HFDS) führt Kontrollen durch, um sicherzustellen, dass die Anlagen von EDF den im Verteidigungsgesetz festgelegten Sicherheitsanforderungen entsprechen.

Schutzzaun an einem EDF-Kernkraftwerksstandort. (8)



Kernkraftwerke sind hinsichtlich ihrer Konzeption und Organisation in verschiedene Zonen unterteilt und nach dem Prinzip der mehrschichtigen Verteidigung geschützt: Je näher man dem nuklearen Teil der Anlagen kommt, desto schwieriger und besser gesichert ist der Zugang. Die Schutzmaßnahmen für kerntechnische Standorte sind vielfältig und müssen vertraulich bleiben, um ihre Wirksamkeit zu gewährleisten. Spezielle Teams sind mit dem Schutz und der Sicherheit dieser Standorte betraut. Jährlich werden von den Behörden 100.000 administrative Vorabprüfungen durchgeführt, bevor eine Zugangsgenehmigung für ein Kernkraftwerk erteilt wird.

Die Sicherheitsmaßnahmen, die anderen rechtlichen Rahmenbedingungen als die nukleare Sicherheit unterliegen, sind nicht Teil der 4. periodischen Überprüfung. Die IT-Sicherheit wird bei den Sicherheitsüberprüfungen berücksichtigt, wobei ein Grundprinzip darin besteht, die industrielle IT vollständig von der Verwaltungs-IT zu trennen und ohne jegliche Verbindung zum Internet zu arbeiten.

Die Sicherheit der Kernkraftwerke hat in den letzten Jahren große Fortschritte gemacht, und EDF setzt in Zusammenarbeit mit den Behörden die Stärkung seiner Schutzmaßnahmen fort.
EDF führt ein Investitionsprogramm in Höhe von 750 Millionen Euro für den gesamten Kernkraftwerkspark durch, um die Sicherheitsvorkehrungen gegen unbefugtes Eindringen weiter zu verstärken und die Anforderungen an die Widerstandsfähigkeit im Falle eines Angriffs zu erfüllen, unter der Aufsicht des Hohen Beamten für Verteidigung und Sicherheit (HFDS).

(8) Verschiedene betroffene Ministerien: Innenministerium, Verteidigungsministerium, Ministerium für ökologischen Wandel und insbesondere der Hohe Beamte für Verteidigung und Sicherheit.

Kompetenzentwicklung und der menschliche Faktor

In mehreren Beiträgen während der Konsultation wurde vorgeschlagen, organisatorische und menschliche Faktoren (FOH) bei den Sicherheitsverbesserungen im Rahmen der 4[e] periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren zu berücksichtigen, um den technischen Entwicklungen der Kraftwerke nach 40 Jahren, während des Betriebs und im Falle eines schweren Unfalls Rechnung zu tragen. Zahlreiche Fragen betrafen die Ausbildung, die Kompetenzentwicklung und die Arbeitsbedingungen des Personals (EDF und Subunternehmer), die Betreuung der Subunternehmer sowie die für Krisenfälle vorgesehenen logistischen und managementbezogenen Vorkehrungen.



Schulung Atex-Zone mit Explosionsgefahr im Kernkraftwerk Tricastin zur Stromerzeugung.

Der Mensch steht im Mittelpunkt der industriellen Aktivitäten von EDF. Gesundheit und Wohlbefinden am Arbeitsplatz, die Kompetenzentwicklung sowie die Berücksichtigung organisatorischer und menschlicher Faktoren sind Aspekte, deren Bedeutung für eine sichere und geschützte Produktion von größter Wichtigkeit ist.

Ausbildung und Kompetenzvermittlung haben Priorität

Der Ansatz der vorausschauenden Personal- und Kompetenzplanung (GPEC) ermöglicht es, den Personalbedarf im Hinblick auf das Ausscheiden aus dem Erwerbsleben zu antizipieren: Im Durchschnitt der letzten sechs Jahre belief sich dieser auf etwa 800 Neueinstellungen pro Jahr.
Die „Académie des métiers du nucléaire“ (Akademie für Berufe in der Kernenergie) und neue Formen der Wissensvermittlung (virtuelle/erweiterte Realität, Simulatoren, Schulungsbaustellen, MOOCs, Serious Games, E-Learning...) bilden die Mitarbeiter von EDF während ihrer gesamten beruflichen Laufbahn weiter. Diese profitieren im Durchschnitt von mehr als 80 Fortbildungsstunden pro Jahr.

Bereits seit dem Bau seiner Kraftwerke hat sich EDF dafür entschieden, den Großteil seiner Wartungsarbeiten an externe Unternehmen zu vergeben. Diese Unternehmen sind heute unverzichtbare Partner und Akteure bei der Wartung von Kernkraftwerken. Die Professionalität, die Einsatzbereitschaft und die Fachkompetenzen dieser Unternehmen sind die Garantie für eine qualitativ hochwertige Instandhaltung. EDF und die Dienstleistungsunternehmen arbeiten bei konkreten Maßnahmen zusammen und kooperieren mit dem französischen Bildungsministerium sowie bestimmten Handelskammern bei der Einrichtung spezifischer Ausbildungsgänge, um den Kompetenznachwuchs in der Kernenergiebranche sicherzustellen.

Um die spezifischen Kompetenzen der Dienstleister im Nuklearbereich zu erhalten und weiterzuentwickeln, stützt sich EDF auf mehrere Hebel:

- Die berufsspezifischen Kompetenzrahmen, die vertraglich verankert sind, sollen das für den jeweiligen Einsatz erforderliche Mindestkompetenzniveau gewährleisten;
- Die obligatorischen Qualifizierungsschulungen sollen eine Mindestausbildung für den Einsatz im nuklearen Umfeld gewährleisten, unabhängig vom ausgeübten Beruf;
- nützliche und notwendige Instrumente für die ordnungsgemäße Anwendung der Vorschriften vor Ort, wie der *nationale Leitfaden für Einsatzkräfte* und die Kooperationsplattform „Eureka Nucléaire“;
- die Bereitstellung von Übungsbaustellen und Trainingsmodellen der EDF.

Die langfristige Aufrechterhaltung der Kompetenzen der Dienstleister wird zudem dadurch ermöglicht, dass den Unternehmen die künftigen Arbeitsbelastungen für einen Zeitraum von 10 Jahren transparent gemacht werden. Dies ermöglicht es ihnen, ihre vorausschauende Personal- und Kompetenzplanung festzulegen und die industriellen Partner von EDF an das Unternehmen zu binden.

Organisatorische und menschliche Faktoren (FOH) werden bei den Ingenieur- und Betriebsaktivitäten anhand von zwei Hauptmaßnahmen berücksichtigt:

- die Umsetzung des Ansatzes zur Analyse der sozio-organisatorischen und menschlichen Auswirkungen (SOH) bei allen Planungs-, Änderungs- und Rückbauprojekten mit sicherheitsrelevanten Aspekten;
- die Begleitung von Maßnahmen zur Verbesserung des Betriebs durch Experten für menschliche Faktoren, die die operativen Mitarbeiter unterstützen: die Berater für menschliche Faktoren vor Ort und die nationalen Experten (UNIE – Einheit für Betriebsingenieurwesen, F&E).

An jedem Standort sind ein oder zwei FH-Berater tätig. Ihre Arbeit wird von FH-Ansprechpartnern in den Fachabteilungen des Kraftwerks unterstützt. Ihr Aufgabenbereich umfasst drei Hauptbereiche: die Weiterentwicklung des Sicherheitsmanagements und der Sicherheitskultur, die Verbesserung der soziotechnischen und organisatorischen Rahmenbedingungen sowie die Entwicklung von Kompetenzen im Bereich „Human Factors“. In den letzten Jahren haben sie insbesondere das Sicherheitsmanagement und die Sicherheitskultur begleitet: neue Methode zur Ereignisanalyse, Weiterentwicklung der Risikoanalyse, Unterstützung von Praktiken zur Förderung der menschlichen Leistungsfähigkeit, Einführung operativer Entscheidungsprozesse, Imageaufwertung im Bereich der Sicherheitskultur.

Die Betriebsbedingungen und die Risikokontrolle im Betrieb werden im Hinblick auf die menschlichen Faktoren durch folgende Maßnahmen gestärkt:

- die systematische und reflexartige Umsetzung von Praktiken zur Erhöhung der Zuverlässigkeit von Eingriffen bei allen Tätigkeiten, die die Industrieanlage betreffen (Produktionsanlagen und Hilfsanlagen): die einminütige Pause vor jeder Tätigkeit, Selbstkontrolle, Gegenkontrolle, sichere Kommunikation, Pre-Job-Briefing und Debriefing;
- die Stärkung des internen Sicherheitsansatzes bei EDF: Über die Einhaltung der von EDF erlassenen lebenswichtigen Vorschriften hinaus wird ein Ansatz zur Verantwortungsübernahme und gegenseitigen Wachsamkeit der Mitarbeiter, der als „gemeinsame Wachsamkeit“ bezeichnet wird, umfassend durch Sensibilisierungs- und Schulungsmaßnahmen, Verhaltensanreize („Nudges“) sowie die Messung des Ansatzes bei EDF-Mitarbeitern und Dienstleistern umgesetzt.

Die Berücksichtigung organisatorischer und menschlicher Faktoren in Unfallsituationen wird durch die Einbeziehung der Erkenntnisse aus dem Unfall von Fukushima-Daiichi verstärkt. Dies führt einerseits dazu, verschiedene Handlungsmöglichkeiten unter extremen Bedingungen zu prüfen, um die Betriebsfähigkeit sicherzustellen, und andererseits dazu, die Teams besser auf unvorhergesehene Situationen vorzubereiten. Seit 2012 wurden umfangreiche Arbeiten, einschließlich einer Forschungs- und Entwicklungsphase, zur organisatorischen Resilienz in Krisensituationen durchgeführt. Diese Arbeiten haben insbesondere gezeigt, wie wichtig es ist, den Reaktorleitungsteams einen Entscheidungsspielraum zu bewahren, um in Krisensituationen Entscheidungen zu treffen und Prioritäten zu setzen, und die Vorschriften zur Vorwegnahme von Situationen nicht unbegrenzt zu erweitern. Der Verlust an Resilienz resultiert insbesondere aus einem Ungleichgewicht zugunsten der Vorwegnahme, und die Fähigkeit, in Krisensituationen Entscheidungen zu treffen und abzuwägen, ist einer der Faktoren für einen guten Umgang mit Stress.

Die Arbeits- und Ausbildungsbedingungen sind ein ständiges Thema für die Suche nach Verbesserungen:

- EDF vereinfacht und harmonisiert die sechs Kompetenzrahmen, die für die Mitarbeiter von Dienstleistungsunternehmen gelten: Armaturen, rotierende Maschinen, Dieselmotoren, Schraubverbindungen, Halterungen / selbstsichernde Vorrichtungen / Verankerungen, umfassende Baustellenunterstützungsleistungen;
- In Zusammenarbeit mit den Arbeitsmedizinern werden verschiedene Themen untersucht und die Arbeitsbedingungen der Einsatzkräfte kontinuierlich verbessert. Beispielsweise werden bei Arbeiten in heißem thermischem Umfeld neue Technologien erprobt (Einsatz von Kühlwesten), und es werden Maßnahmen ergriffen, um die Exposition zu begrenzen (Wiederholung der Arbeitsabläufe auf einer Übungsbaustelle, um die Expositionszeit zu verkürzen und jegliche Änderung der Anlage oder der Betriebsbedingungen zu verhindern);
- Im Anschluss an die im Geschäftsbereich Kernkraftproduktion für den Zeitraum 2019–2021 geschlossene Sozialvereinbarung wurde eine Arbeitsgruppe zur Analyse des Wandels in der Arbeitswelt eingerichtet. Sie setzt sich aus Vertretern der Geschäftsleitung, Personalvertretern und Experten (Personalwesen, Arbeitsmediziner, Human Factors usw.) zusammen und hat die Aufgabe,

einer Beobachtungsstelle, deren Ziel es ist, verschlechterte Situationen in Bezug auf Arbeitsbedingungen und Gesundheit zu verhindern, zu erkennen und Empfehlungen dazu abzugeben, um die Dimension der tatsächlichen Arbeitsrealität bei der Konzeption, Organisation und Durchführung von Umstrukturierungen besser zu berücksichtigen.

Optimierung des Strahlenschutzes bei den 4. zehnjährigen Inspektionen der 900-MWe-Anlagen

Der Schutz der am Einsatz beteiligten Personen – EDF-Mitarbeiter oder Dienstleister – vor ionisierender Strahlung hat für EDF oberste Priorität. Der Strahlenschutz, sei es bei der Durchführung der Arbeiten oder beim Betrieb der Anlage, wird bereits bei der Konzeption der Anlagen berücksichtigt.

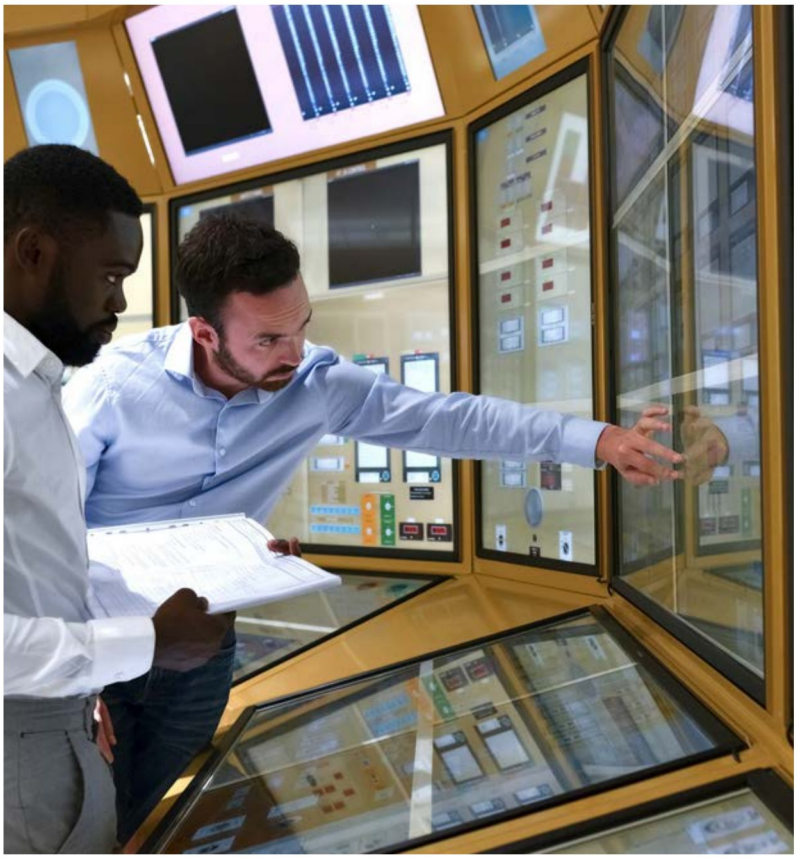
Das ALARA-Prinzip („As Low As Reasonably Achievable“ / „So niedrig wie vernünftigerweise erreichbar“) wird während der gesamten Planungsphase und der Durchführung der Arbeiten angewendet. Die Entwicklung von Optimierungsmaßnahmen zur Begrenzung der von den Arbeitnehmern aufgenommenen Strahlendosen ist ein zentraler Punkt dieses Ansatzes und kann – sofern es die Strahlenschutzanforderungen rechtfertigen – durch Modellierungen der Arbeitsplätze erfolgen, um die Auswirkungen der Änderungen auf die Dosimetrie der Arbeitnehmer oder die radiologische Reinheit der Anlagen bestmöglich zu ermitteln und die Auslegung der Anlagen oder die zu ergreifenden Schutzmaßnahmen festzulegen. Dies wird im Rahmen der Änderung „Verhinderung des Durchbruchs der Grundplatte“ umgesetzt, bei der die Auswirkungen der im Tiefbau errichteten Trichter und der dauerhaften biologischen Abschirmungen modelliert wurden.

Da die Aufrechterhaltung der Kompetenzen bei unseren Industriepartnern ein Schlüsselelement für den Erfolg des ALARA-Ansatzes ist, bietet EDF ihnen Sensibilisierungsmaßnahmen an, um eine gute Integration des Strahlenschutzes in ihre Planungen gemäß den Anforderungen des EDF-Referenzrahmens sicherzustellen.

Unterstützung der Teams bei der Integration technischer Weiterentwicklungen

Im Rahmen der 4. Zehnjahresinspektionen (VD4) der 32 900-MWe-Reaktoren wird besonderes Augenmerk auf die Schulung der Teams und die interne Information der Mitarbeiter der betroffenen Kraftwerke gelegt, wie das vom Kraftwerk Tricastin für die 1. VD4 der 900-MWe-Reaktoren initiierte Programm verdeutlicht.

- Die Reaktorbesatzungen absolvierten ein Schulungsprogramm, um sich mit den Änderungen der VD4 900 vertraut zu machen. Je nach Funktion umfasste dieses Programm 3 bis 6 volle Schulungstage. Das Programm basierte auf theoretischen Schulungen im Schulungsraum, in denen die technischen Neuerungen im Kontrollraum sowie die neuen geltenden Richtlinien vermittelt wurden. In Schulungen am Simulator vor Ort konnten die Neuerungen zudem in die Praxis umgesetzt werden. Ein digitaler Simulator, der die wesentlichen Änderungen der „Kern“-Leittechnik und ihres Leitstands (PSCC) wurde sechs Monate vor der VD4 im Ausbildungszentrum Bugey in Betrieb genommen, um die Realitätsnähe der zukünftigen Umgebung zu gewährleisten. Dieses Schulungsprogramm wurde bereits ein Jahr vor der Abschaltung vorzeitig durchgeführt und durch Schulungen ergänzt, die unmittelbar vor der Wiederinbetriebnahme stattfanden.
- Die Teams vor Ort konnten ihre Schulungen im Schulungsraum durch gezielte Simulationsübungen zu den wichtigsten Änderungen ergänzen. Ein umfassendes digitales Selbstlernangebot bereicherte das Begleitprogramm.
- Ein Jahr vor der VD4 wurden die wesentlichen Änderungen an den Anlagen vorgestellt, um die Ziele und Auswirkungen dieser Weiterentwicklungen zu identifizieren und zu verstehen, insbesondere im Hinblick auf die Erhöhung des Sicherheitsniveaus der Anlagen und die Änderung der Betriebsmodalitäten.
- In jedem Team wurden Besprechungen organisiert, um die zehnjährige Inspektion und den von jedem Einzelnen erwarteten Beitrag vorzustellen, die spezifischen Auswirkungen der Änderungen auf die Arbeit jedes Einzelnen und die kollektive Organisation zu ermitteln sowie schließlich die Weiterentwicklungen des VD4-Referenzrahmens zu erläutern. Je nach Zielgruppe – vom Manager bis zum Mitarbeiter vor Ort – wurden spezifische Präsentationen erstellt.
- Die Dokumente zur VD4 stehen allen Mitarbeitern und anderen Kraftwerken in einer gemeinsamen Datenbank zur Verfügung, die zum Zweck des Erfahrungsaustauschs geführt wird.



Auszubildende in einem Simulator für den Betrieb eines EDF-Kernkraftwerks.

Die finanzielle Rentabilität der Investitionen

Mehrere Fragen betrafen die Kosten und die Finanzierung der 4.[e] periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren, parallel zu den zahlreichen anderen umfangreichen Investitionen von EDF und deren Auswirkungen auf die finanzielle Stabilität von EDF. Es wurden Fragen zur finanziellen Rentabilität des weiteren Betriebs der Kraftwerke für EDF gestellt, insbesondere zur Fähigkeit des Unternehmens, wirksame Sicherheitsverbesserungen zu finanzieren, angesichts der im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung erwarteten Wartungsqualität.

Die Investitionen im Zusammenhang mit der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren und dem weiteren Betrieb der 900-MWe-Reaktoren nach 40 Jahren sind in das Programm „Grand Carénage“ von EDF(9) integriert. Dieses Programm führt über seine Laufzeit zu einem Anstieg der Investitionen in den in Betrieb befindlichen Kraftwerkspark um etwa 30 %, was weniger als 10 % der Stromerzeugungskosten der EDF-Kernkraftwerke ausmacht. Diese Investition ermöglicht es, die Wettbewerbsfähigkeit des bestehenden Kernkraftwerksparks gegenüber allen anderen Erzeugungsarten, die ihn ersetzen könnten, langfristig aufrechtzuerhalten.



Arbeiten im Rahmen des „Grand Carénage“ im Kernkraftwerk Saint-Laurent-des-Eaux: Ein Team von Technikern bei der Arbeit zur Installation eines Notstromaggregats.
(9) Am 22. Januar 2015 genehmigte der Verwaltungsrat von EDF grundsätzlich das Programm „Grand Carénage“, das der Sanierung des französischen Kernkraftwerkparks sowie der Steigerung der Stromerzeugungskapazitäten im Rahmen der „Stromversorgungssicherung“ dient.

(9) Am 22. Januar 2015 genehmigte der Verwaltungsrat der EDF grundsätzlich das Programm „Grand Carénage“, das darauf abzielt, den französischen Kernkraftwerkspark zu modernisieren, das Sicherheitsniveau der Reaktoren zu erhöhen und – sofern die Voraussetzungen gegeben sind – deren Betrieb fortzusetzen.

Öffentlichkeitsarbeit

Zahlreiche Teilnehmer forderten eine bessere Information über die aktuellen Herausforderungen im Bereich der nuklearen Sicherheit und die von EDF vorgeschlagenen Verbesserungsmaßnahmen, und zwar durch eine breit angelegte Kommunikation und Dokumente, die für alle Zielgruppen, einschließlich junger Menschen, besser zugänglich sind. Die Teilnehmer äußerten zudem den Wunsch, dass EDF der in der Nähe der Kraftwerke lebenden Bevölkerung umfassendere und regelmäßigere Informationen bereitstellt, sowohl im Normalbetrieb (beispielsweise zu nuklearen Zwischenfällen und deren Folgen) als auch im Falle eines Unfalls.



Führer und Besucher im Kontrollraum des Kernkraftwerks zur Stromerzeugung in Dampierre-en-Burly während der Tage der Elektrizitätswirtschaft 2018.

Seit vielen Jahren führt EDF auf eigene Initiative Informationsmaßnahmen durch, um aktiv auf die Öffentlichkeit zuzugehen:

- In jedem Kernkraftwerk wurden vielfältige Kommunikationsinstrumente eingerichtet, um Interessengruppen, die breite Öffentlichkeit und Meinungsbildner so schnell wie möglich über alle Ereignisse zu informieren, die die Sicherheit, die Umwelt, den Strahlenschutz oder die Kontinuität der Stromerzeugung betreffen;
- Jede Meldung eines bedeutenden Ereignisses in den Bereichen Sicherheit, Umwelt oder Strahlenschutz wird umgehend auf der Website des Kraftwerks oder im externen Newsletter veröffentlicht;
- Bestimmte Betriebsereignisse, wie regelmäßige Materialtests oder außerplanmäßige Abschaltungen, die mit Lärm oder erheblicher Dampfentwicklung einhergehen können, werden auf Twitter veröffentlicht, um Anwohner und die Öffentlichkeit zu informieren;
- Jeden Monat werden die Ergebnisse der Umweltanalysen im Newsletter des jeweiligen Kraftwerks veröffentlicht, der in gedruckter und digitaler Form erhältlich ist;
- EDF pflegt einen kontinuierlichen Dialog mit seinen Interessengruppen, insbesondere mit den lokalen Informationskommissionen (CLI): Jährlich finden fast 70 Arbeitssitzungen mit den Mitgliedern der CLI statt; diese nehmen an Inspektionen teil, die von der ASN mit Genehmigung von EDF durchgeführt werden, ergänzt durch Besichtigungen vor Ort;
- Jedes Kraftwerk veröffentlicht jährlich einen Bericht, der die wichtigsten Betriebsereignisse sowie Vorfälle im Zusammenhang mit der Sicherheit, dem Umweltschutz und dem Strahlenschutz zusammenfasst. Dieser wird den lokalen Interessengruppen übergeben und auf der Website der EDF-Gruppe veröffentlicht;
- Alle Standorte empfangen regelmäßig Besucher in ihren Industrieanlagen und in ihren Besucherzentren (110.000 im Jahr 2019). Jedes Jahr hat die Öffentlichkeit zudem im Rahmen der „Tage der Elektroindustrie“ die Möglichkeit, die Kernkraftwerke zu besichtigen. Darüber hinaus treffen sich die Standortleiter regelmäßig mit gewählten Vertretern, Behördenvertretern und Journalisten.



Besucher vor einer ehemaligen Turbine des Kernkraftwerks Bugey zur Stromerzeugung.

Diese Maßnahmen ergänzen die **gesetzlichen Verpflichtungen des Betreibers in Bezug auf Information und Transparenz**(10):
die Öffentlichkeit, insbesondere die lokalen Informationskommissionen, zu informieren, zu erklären, Fragen zu beantworten und Nachweise vorzulegen; der ASN Ereignisse in den Bereichen Sicherheit, Strahlenschutz, Umwelt und Transport zu melden; die Behörden im Rahmen des internen Notfallplans über alle Zwischenfälle oder Unfälle zu informieren; wichtige Entscheidungen bezüglich kerntechnischer Anlagen (Planung, Errichtung oder Änderung) in verschiedenen Phasen (öffentliche Debatten, auf elektronischem Wege oder im Rahmen öffentlicher Anhörungen) abzustimmen.

Für EDF hat die Information der Öffentlichkeit Priorität. Sie ergibt sich nicht nur aus den Transparenzpflichten des Unternehmens, sondern ist darüber hinaus unverzichtbar für die Ausübung seiner Tätigkeiten, insbesondere im Nuklearbereich. EDF verpflichtet sich, seine Informationsmaßnahmen fortzusetzen und auszubauen, indem es noch stärker auf die Öffentlichkeit zugeht.

- EDF verpflichtet sich, die Öffentlichkeit bis zum Beginn der öffentlichen Anhörungen kontinuierlich über die weiteren Schritte im Rahmen des Konsultationsprozesses zu informieren, insbesondere durch die fortlaufende Bereitstellung von Informationen auf der digitalen Plattform des Konsultationsprozesses.
- Damit die Öffentlichkeit die Umsetzung der in der Leitlinie dargelegten Perspektiven verfolgen kann, wird EDF regelmäßig in den Informationsmedien
  jedes betroffenen Kraftwerks regelmäßig eine schriftliche Zusammenfassung mit einer Infografik für die breite Öffentlichkeit veröffentlichen. Diese Zusammenfassung kann auf der nationalen Website von EDF veröffentlicht werden.
- EDF wird vorschlagen, auf Anfrage der betroffenen lokalen Initiativkomitees (CLI), der interkommunalen Versammlungen usw. im Rahmen einer lokalen Informationsveranstaltung oder im Rahmen einer digitalen Veranstaltung, beispielsweise eines landesweiten Webinars für interessierte Zielgruppen, einen aktuellen Überblick über die 4. periodische Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren und die Umsetzung der in diesem Merkblatt dargelegten Perspektiven zu geben. Gezielte Besichtigungen vor Ort mit Schwerpunkt auf den Änderungen der 4. periodischen Überprüfung sowie eine Führung durch das VeRCoRs-Modell können ihnen ebenfalls angeboten werden, unter Einhaltung der Gesundheits- und Sicherheitsvorschriften.
- Anlässlich von Veranstaltungen für die breite Öffentlichkeit zum Thema Energie oder Strom (EDF-Tage der Elektroindustrie, Wissenschaftsfest, Europäische Tage des Kulturerbes ...) wird EDF Führungen durch seine Anlagen anbieten; im Sinne der Barrierefreiheit wird zudem eine kommentierte virtuelle Tour auf den Websites der 900-MWe-Kraftwerke online gestellt.
- Um besser über die aktuellen Sicherheitsfragen zu informieren, können Besichtigungen für Vertreter der Öffentlichkeit (CLI, gewählte Vertreter usw.) organisiert werden, und virtuelle Rundgänge oder Infografiken zu Themen der öffentlichen Konsultation werden für alle auf den Websites der betreffenden Kraftwerke verfügbar sein.

(10) Artikel L. 125-10 des Umweltgesetzbuchs verankert ein Recht auf Information im Bereich der Kernenergie hinsichtlich der „Risiken oder Nachteile, die die Anlage für die geschützten Interessen mit sich bringen kann, sowie der Maßnahmen, die zur Vermeidung oder Verringerung dieser Risiken oder Nachteile ergriffen werden“.

ERKENNTNISSE DER EDF FÜR DIE NÄCHSTE 4E PERIODISCHE ÜBERPRÜFUNG VON KERNREAKTOREN MIT 1.300 MWE



Konsultationsworkshop in Audruicq am 15. März 2019.

- EDF wird der Empfehlung Nr. 5 des HCTISN folgen, im Rahmen des Verfahrens zur 4[e] periodischen Überprüfung der Kernreaktoren mit 1.300 MWe eine neue Konsultation durchzuführen und dabei die Erfahrungen aus der vorliegenden Konsultation zu nutzen.

- Im Hinblick auf diese künftige Konsultation wird EDF den anderen Akteuren des Verfahrens vorschlagen, neue Informationskanäle einzurichten, um die breite Öffentlichkeit stärker einzubeziehen und eine größere Vielfalt der Teilnehmer zu fördern.



DOKUMENT

3 bis

DOKUMENT BEZÜGLICH DER AUSWIRKUNGEN AUF DIE UMWELT, DIE MIT DEM BETRIEB DES REAKTORS WÄHREND DER NÄCHSTEN ZEHN JAHRE VERBUNDEN SIND.

Öffentliches Anhörungsverfahren über den Bericht der 4. periodischen Sicherheitsüberprüfung

KERNKRAFTWERK VON BLAYAIS
REAKTOR Nr. 4

INHALTSVERZEICHNIS

Seiten

Einleitung S.2

1. Der Betreiber des Kraftwerks von Blayais und der Hintergrund der periodischen Sicherheitsüberprüfung S.3

1.1. Betreiber des Kraftwerks von Blayais S.3
1.2. Hintergrund der periodischen Sicherheitsüberprüfung S.4

2. Fortsetzung des Betriebs der Reaktoren von Blayais S.8

2.1. Das Kernkraftwerk von Blayais S.8
2.2. Betrieb des Kraftwerks S.9
2.3. Die Fortsetzung des Betriebs S.11

3. Öffentliches Anhörungsverfahren bezüglich der periodischen Sicherheitsüberprüfung S.15

3.1. Regelungsverfahren in Frankreich S.15
3.2. Internationale Konsultierung S.16
3.3. Terminplan des Regelungsverfahrens S.17

4. Nukleare Sicherheit des Kernkraftwerks S.18

4.1. Strahlenschutz S.18
4.2. Nukleare Sicherheit während des Betriebs S.19
4.3. Begrenzung der Alterung und Obsoleszenz S.26
4.4. Nukleare Sicherheit, Reaktor während der endgültigen Stilllegung S.27

5. Bewertung der Auswirkungen des Betriebs auf die Umwelt S.28

5.1. Vorgehensweise S.28
5.2. Methode zur Bewertung der Auswirkungen S.29
5.3. Unsicherheiten im Zusammenhang mit der Bewertung der Auswirkungen S.32
5.4. Für die Bewertung verwendete Daten S.32
5.5. Aktueller Zustand Umwelt S.33
5.6. Wechselbeziehungen des Kraftwerks von Blayais mit der Umwelt S.44
5.7. Prognose für die kommenden 10 Jahre hinsichtlich der Auswirkungen auf die Umwelt S.58

6. Bewertung der grenzüberschreitenden Auswirkungen S.75

6.1. Anforderungen hinsichtlich der radiologischen Folgen S.76
6.2. Radiologische Folgen S.78
6.3. Messung von Begrenzung der radiologischen Risiken S.84

7. Überwachung der Umwelt S.93

7.1. Überwachungsmaßnahmen für den Normalbetrieb S.93
7.2. Überwachungsmaßnahmen hinsichtlich der radiologischen Risiken S.96

8. Schlussfolgerungen S.98

Glossar S.100

EINLEITUNG



Kernkraftwerk von Blayais, Département Gironde
Copyright EDF, Gabrielle Balloffet

In Frankreich wird der Bau eines Kernreaktors durch eine Verordnung des für die nukleare Sicherheit zuständigen Ministers genehmigt. Diese Genehmigung enthält keine Betriebsdauerbegrenzung. Dennoch muss der Betreiber alle 10 Jahre eine periodische Sicherheitsüberprüfung durchführen, um die Situation der Anlage im Hinblick auf die für sie geltenden Vorschriften zu bewerten und die Prüfung der Risiken und Nachteile zu aktualisieren, die die Anlage für die öffentliche Sicherheit, Gesundheit und Hygiene oder den Natur- und Umweltschutz, d. h. die sogenannten „geschützten Interessen“ birgt.

In den vier von Électricité de France (EDF, www.edf.fr) betriebenen 900 MWe-Druckwasserreaktoren des Kernkraftwerks von Blayais findet nun die 4. periodische Sicherheitsüberprüfung statt.

Nach Abschluss jeder einzelnen Sicherheitsüberprüfung erstellt EDF einen Abschlussbericht über die Sicherheitsüberprüfung (RCR – Rapport de réexamen), der die Schlussfolgerungen der Sicherheitsüberprüfung und die für den verbesserten Schutz der geschützten Interessen in Betracht gezogenen Maßnahmen darlegt. Die Berichte für die Reaktoren Nr. 1 – 4 des Kraftwerks von Blayais wurden der Regierung und der Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection (ASNR – Behörde für nukleare Sicherheit und Strahlenschutz, www.asnr.fr) jeweils am 20. Dezember 2022, 29. Juli 2024, 20. Februar 2026 und 30. März 2026 vorgelegt.

Nach dem 35. Betriebsjahr findet ein öffentliches Anhörungsverfahren bezüglich des Abschlussberichts über die Sicherheitsüberprüfung statt.

Das vorliegende Dokument ist Teil der Unterlagen des öffentlichen Anhörungsverfahrens, das im Rahmen der 4. periodischen Sicherheitsüberprüfung der Reaktoren von Blayais durchgeführt wird. Es betrifft alle vier Reaktoren des Standorts von Blayais.

Es bezieht sich auf die mit dem Betrieb dieser Reaktoren während der zehn Jahre nach der 4. periodischen Sicherheitsüberprüfung verbundenen Auswirkungen auf die Umwelt, einschließlich der radiologischen oder sonstigen Folgen eventueller Störfälle oder Unfälle. Es beschreibt in diesem Zusammenhang auch die eventuellen grenzüberschreitenden Folgen, da es ggf. im Rahmen einer Konsultierung einem Nachbarland, einem Mitgliedsstaat der Europäischen Union oder einem Land vorgelegt wird, das Vertragspartei des am 25. Februar 1991 in Espoo unterzeichneten Übereinkommens über die Bewertung der Umweltfolgen in einem grenzüberschreitenden Rahmen ist.

Die ASNR berücksichtigt die Ergebnisse des öffentlichen Anhörungsverfahrens, einschließlich derjenigen, die die in diesem Dokument, seiner Analyse des Abschlussberichts über die Sicherheitsüberprüfung und den eventuellen Maßnahmen hinsichtlich der Reaktoren des Standorts von Blayais beschriebenen Umweltauswirkungen betreffen.



1. DER BETREIBER DES KRAFTWERKS VON BLAYAIS UND DER HINTERGRUND DER PERIODISCHEN SICHERHEITSÜBERPRÜFUNG

Luftbild des Kraftwerks von Blayais
Copyright Marc Didier – Parker Wayne Philips (PWP)

1.1. Betreiber des Kraftwerks von Blayais

Als Betreiber des Kraftwerks von Blayais ist EDF verantwortlich für die 4. periodische Sicherheitsüberprüfung ihrer Reaktoren.

EDF ist eine Aktiengesellschaft, deren Anteile zu 100 % dem französischen Staat gehören. Sie beschäftigt weltweit fast 200.000 Mitarbeiter, darunter mehr als 146.000 allein in Frankreich. Als wichtige Akteurin der Energiewende ist EDF ein umfassender Energieversorger, der in allen Bereichen tätig ist: Energieerzeugung und -transport, Energiehandel, Energieservices und Energieverkauf. EDF hat einen vielseitigen Energieerzeugungsmix entwickelt, der hauptsächlich auf Kernkraft und erneuerbaren Energien, insbesondere der Wasserkraft beruht.

Mit einer installierten Gesamtkapazität von 120 GW zum Ende des Jahres 2025 ist EDF Europas wichtigster Energieversorger. Mehr als 95 % der von EDF erzeugten Energie ist emissionsfrei. Daher gehört ihre Kohlenstoffintensität bei 26,5 gCO_2/kWh zu den niedrigsten weltweit, weit unter dem europäischen Durchschnitt von 224 gCO_2/kWh. 2025 lag die Energieerzeugung der EDF-Unternehmensgruppe bei ca. 515 TWh, von denen 80 % von den Kernkraftwerken beigesteuert werden.

Mit einer installierten Kapazität von 63 GWe ist EDF weltweit der wichtigste Kernkraftwerksbetreiber. EDF betreibt 57 Kernreaktoren, die auf 18 Standorte in Frankreich verteilt sind.

Das Kernkraftwerk von Blayais erzeugt jährlich fast 23 Milliarden kWh CO_2-arme Energie. Das entspricht dem Stromverbrauch von fast 5 Millionen französischen Haushalten und 5,6 % der französischen Energieerzeugung aus Kernkraft. Das Kernkraftwerk von Blayais unterstützt die Klimaziele von Frankreich und der Europäischen Union sowie die Stromversorgungssicherheit.

Das Kernkraftwerk von Blayais ist ein wichtiger Wirtschaftsakteur der Region Nouvelle-Aquitaine. Es ist der zweitwichtigste Industriearbeitgeber des Départements Gironde und beschäftigt am Standort ca. 2.300 Mitarbeiter. Es bringt sich stark in die Ausbildung junger Menschen ein und hat 2025 100 Auszubildende und 155 Praktikanten beschäftigt. Es ist Teil des Lebens in der Region und unterstützt zahlreiche Initiativen und Vereine zugunsten der Umwelt, der Solidarität, des Sports, der Kultur und junger Menschen.

1.2. Hintergrund der periodischen Sicherheitsüberprüfung

1.2.1. Verfahren der periodischen Sicherheitsüberprüfung

Das Kernkraftwerk von Blayais besteht aus vier Druckwasserreaktoren (REP – Réacteur à eau pressurisée) mit einer elektrischen Leistung von jeweils 900 MWe, die im sogenannten „offenen Kreislauf“ gekühlt werden. Diese Reaktoren wurden zwischen 1981 und 1983 in Betrieb genommen. Sie tragen seit über 40 Jahren zuverlässig zur Erzeugung CO_2-armer Energie bei. EDF führt die 4. periodische Sicherheitsüberprüfung dieser vier einzelnen Reaktoren durch, die am Standort von Blayais in Betrieb sind.

Ende 2013 hat EDF die Unterlagen über die Ausrichtung der Sicherheitsüberprüfung (DOR – Dossier d‘orientation du réexamen) vorgelegt, in denen die angesprochenen Themen und die dazugehörigen Verbesserungsziele dargelegt wurden, um die im Rahmen dieser Sicherheitsüberprüfungen zu implementierenden Verbesserungen zu ermitteln. Diese Unterlagen über die Ausrichtung der Sicherheitsüberprüfung wurden von der ASN geprüft, die vor ihrer Stellungnahme zuerst ihre technischen Sachverständigen und ständige Sachverständigengremien (GPE – Groupe permanent d‘experts)[1] und anschließend die Öffentlichkeit hinzugezogen hat. Die Prüfung des Teils „Ausrichtung“ der Sicherheitsüberprüfung endete im April 2016 mit einer Stellungnahme der ASN und Anforderungen an EDF[2] als Betreiber.

Für die 4. periodische Sicherheitsüberprüfung der 900 MWe-Kraftwerke hat sich EDF hinsichtlich der allgemeinen Ausrichtung für die Angleichung an die nuklearen Sicherheitsziele der Reaktoren der neuesten Generation wie dem Bezugsreaktor von EDF „EPR Flamanville 3“ entschieden.

Bei der periodischen Sicherheitsüberprüfung werden die Verbesserungen hinsichtlich der Umweltauswirkungen der Anlagen auf zwei Ebenen geprüft:

- Eine **Risiken-Ebene** bezüglich der Vorbeugung von Störfall- oder Unfallereignissen und der Begrenzung ihrer potentiellen radiologischen (radioaktive Emissionen) oder nicht radiologischen (Schäden aufgrund von Wärmeentwicklung, Giftstoffen oder Überdruck) Folgen. Hier werden zwei Risikogruppen unterschieden:
  1. Die **radiologischen Risiken** aufgrund von vorhandenen radioaktiven Stoffen,
  2. Die **konventionellen Risiken**[3], die z. B. mit der Lagerung und Verwendung von brennbaren Produkten, Chemikalien oder schwach radioaktiven Stoffen im Innern der konventionellen Anlagen verbunden sind.
- Eine **Nachteil-Ebene** bezüglich des Umgangs mit den Auswirkungen auf die Gesundheit und die Umwelt, die die Anlage während ihres normalen Betriebs aufgrund der Wasserentnahme und des Schadstoffausstoßes verursacht, sowie mit den Beeinträchtigungen, die sie verursachen kann (Freisetzung pathogener Mikroorganismen, Lärm und Vibrationen, Gerüche oder Staubaufkommen). Der Umgang mit Abfällen gehört zur Nachteil-Ebene.

[1] Zur Vorbereitung der wichtigsten Entscheidungen hinsichtlich der Herausforderungen der nuklearen Sicherheit oder des Strahlenschutzes stützt sich die ASNR auf die Ansichten und Empfehlungen von ständigen Sachverständigengremien.
[2] ASN – Orientations génériques du RP4 900 – CODEP – DCN-2016-007286 vom 20. April 2016.
[3] Siehe Glossar

Jede Ebene ist in zwei Teile unterteilt:

- **Prüfung der Konformität** der Anlage im Hinblick auf die für sie geltenden Regeln.
- **Neubewertung der Prüfung der mit der Anlage verbundenen Risiken oder Nachteile** mit dem Ziel, den Schutz der im Art. L. 593-1 des Umweltgesetzbuch genannten Interessen – die öffentliche Sicherheit, Gesundheit und Hygiene oder den Natur- und Umweltschutz – soweit wie möglich zu verbessern.

Die 4. periodische Sicherheitsüberprüfung umfasst eine dritte Ebene, die sich auf die „Fortsetzung des Betriebs über den Zeitraum von 40 Jahren hinweg" bezieht und den **Umgang mit der Alterung** der Anlagen und die **Aufrechterhaltung der Qualifikation** der Anlagen für Unfallbedingungen behandelt.

Die 4. periodische Sicherheitsüberprüfung der Reaktoren von Blayais bestand aus zwei Phasen:

- Eine erste „allgemeine" Phase in der die Themen betrachtet werden, die alle Reaktoren der gleichen Machart des französischen Kernkraftparks betreffen, so wie es die französischen Vorschriften zulassen. Die Reaktoren von Blayais gehören zu den 900 MWe-Reaktoren dieses Anlagenparks. Diese allgemeine Phase endete am 23. Februar 2021 mit der Veröffentlichung des Beschlusses Nr. 2021-DC-0706 der ASN[4] bezüglich der allgemeinen Phase der 4. periodischen Sicherheitsüberprüfung der 900 MWe-Reaktoren, einschließlich allgemeiner Vorgaben, die Gegenstand eines vorhergehenden öffentlichen Anhörungsverfahrens waren.
- Eine zweite Phase, bei der jeder Reaktor von Blayais einzeln betrachtet wird.

Im Anschluss an die Sicherheitsüberprüfung[5] legt EDF den Abschlussbericht über die Sicherheitsprüfung der 4 einzelnen Reaktoren von Blayais dem für die nukleare Sicherheit zuständigen Minister und der ASNR vor. Dieser Bericht erläutert die Schlussfolgerungen der Sicherheitsüberprüfung hinsichtlich ihrer Ziele, eine Zusammenfassung der angewandten Methoden und die wichtigsten Ergebnisse. Er zählt die von EDF in Betracht gezogenen Maßnahmen zur Verbesserung der nuklearen Sicherheit und für den Schutz der Gesundheit und Umwelt auf.

Die Erstellung dieses Berichts, dessen Vorlagefrist von den Vorschriften geregelt wird, erfolgt üblicherweise nach der zehnjährlichen Sicherheitsüberprüfung des jeweiligen Reaktors, bei der Prüf- und Wartungsmaßnahmen sowie Anpassungen an die Ziele der Sicherheitsüberprüfung vorgenommen werden. Sämtliche mit der Sicherheitsüberprüfung verbundenen Maßnahmen werden im Rahmen eines Industrieprogramms anlässlich der zehnjährlichen Sicherheitsüberprüfung und der nachfolgenden Revisionen während des Reaktorbetriebs implementiert (siehe Art. 3.3).

Bei dieser 4. periodischen Sicherheitsüberprüfung der Reaktoren von Blayais findet ein öffentliches Anhörungsverfahren über den Abschlussbericht der Sicherheitsprüfung statt.

Die ASNR berücksichtigt die Schlussfolgerungen des öffentlichen Anhörungsverfahrens und die Ergebnisse der Konsultierung der Nachbarstaaten in ihrer Analyse des Berichts und ggf. in den neuen Vorgaben, die die Fortsetzung des Betriebs der Reaktoren von Blayais regeln.

Nach Abschluss der Sicherheitsüberprüfung trägt die Fortsetzung des Betriebs der Reaktoren von Blayais in den kommenden zehn Jahren zur Stromversorgungssicherheit des Landes gemäß den Klimazielen von Frankreich und der Europäischen Union bei.

[4] Dieser Beschluss wurde am 19. Dezember 2023 durch den Beschluss 2023-DC-0774 geändert.

[5] Der Artikel R. 593-62 des französischen Umweltgesetzbuchs bestimmt, dass „die Verpflichtung der periodischen Sicherheitsüberprüfung als erfüllt gilt, sobald der Betreiber dem für die nukleare Sicherheit zuständigen Minister und der Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection (ASNR – Behörde für nukleare Sicherheit und Strahlenschutz) seinen Bericht über diese Sicherheitsüberprüfung vorlegt".

1.2.2. Zusammenhang mit dem Verfahren zur endgültigen Stilllegung eines Reaktors

Wenn die im Rahmen der periodischen Sicherheitsüberprüfungen neu bewerteten Bedingungen zur Fortsetzung des Betriebs eines Reaktors nicht erfüllt sind, würde EDF seine endgültige Stilllegung in Betracht ziehen und seinen Rückbau vornehmen müssen. In diesem Fall legt der Betreiber dem für die nukleare Sicherheit zuständiger Minister und der ASNR mindestens 2 Jahre vor dem geplanten Datum seine Absichtserklärung zur endgültigen Stilllegung seiner Anlage vor. Er übergibt der Regierung seine Rückbauunterlagen, die insbesondere die geplanten Rückbaumaßnahmen und die Maßnahmen zur Minimierung der Auswirkungen auf die Bevölkerung und die Umwelt erläutern. Der Rückbau der Anlage wird anschließend nach einer Stellungnahme der ASNR durch die sogenannte Rückbauverordnung angeordnet. Der Rückbau erfolgt gemäß den folgenden Phasen:

Vorbereitungsphase: Maßnahmen zur Vorbereitung des Rückbaus
Diese Phase beginnt sofort nach der Stilllegung und dient folgenden Zwecken:

- Verringerung der Risiken am Standort: Abtransport der verbrauchten und neuen Brennelemente, Abfälle und Ausflüsse, Ablassen der Leitungen, Dekontaminierung bestimmter Leitungssysteme. Während dieser Phase wird der Großteil der radioaktiven Stoffe beseitigt;
- Vorbereitung der Anlage für die Rückbaumaßnahmen: Planung der Zufahrten und Verkehrsbereiche, Anpassung der Unterstützungsfunktionen, insbesondere Lüftung und Handling, Abtransport bestimmter Gerätschaften;
- Genauere Untersuchung des Anlagenzustands: Inventur der Betriebs- und Gefahrstoffe, Prüfung auf Asbest, Probenentnahmen für Strahlenanalysen.

1. Phase: der elektromagnetische Rückbau
Diese Phase wird durch das Inkrafttreten der Rückbauverordnung bedingt und umfasst die Demontage und Zerkleinerung aller vorhandenen Gerätschaften und deren Verarbeitung zu Abfällen. Vor Ort verbleiben nur die Gerätschaften, die für die Durchführung der Sanierung während der 2. Phase erforderlich sind. In jedem Gebäude werden die elektromechanischen Rückbaumaßnahmen in große Teilbereiche unterteilt. Betroffen sind:

- Das Reaktorgebäude (BR – Bâtiment réacteur) – Zerlegung und Abtransport der sperrigen Komponenten sowie Rückbau der Primärkreisleitungen, der Beckeninneneinrichtungen, des Beckens und der weiteren Leitungssysteme und Unterstützungsfunktionen;
- Das Brennelementlager (BK – Bâtiment combustible) – Rückbau der Reaktorbeckenkammern, der verschiedenen Gerätschaften und der Unterstützungsfunktionen;
- Das Hilfsnuklearanlagengebäude (BAN – Bâtiment des auxiliaires nucléaires) – Zerlegung und Abtransport der sperrigen Komponenten und Rückbau der Gerätschaften in zwei Schritten, beginnend mit den Funktionen, die für den Rückbau nicht erforderlich sind, bis zu den letzten vorhandenen Gerätschaften.

2. Phase: die Sanierung der Anlagen
Hier sind nur die nuklearen Räumlichkeiten betroffen. Die eventuell an den Wänden der Räumlichkeiten vorhandene Radioaktivität (Aktivierung, Ablagerung oder Migration der Kontaminierung) wird beseitigt. Die Arbeiten zur Sanierung von Räumlichkeiten können sofort nach Abschluss der elektromechanischen Rückbauphase dieser Räumlichkeiten und nach Vereinbarung der Sanierungsmethode mit der ASNR beginnen.

Nach den Sanierungsmaßnahmen und den Überprüfungsmessungen werden der ASNR die Dokumente der Außerbetriebsetzungserklärung der betreffenden Bereiche vorgelegt. Sobald ein Räumlichkeitenbereich fertig saniert wurde, gelten die verbleibenden Gerätschaften als konventionelle Abfälle.

3. Phase: der Abriss der Gebäude
Bei abzureißenden konventionellen Gebäuden kann der Abriss beginnen, sobald sie für den Rückbau nicht mehr benötigt werden. Dieser klassische Abriss erfordert nicht zwingend eine spezielle Phase für die Entsorgung der Gerätschaften in den Gebäuden.

Bei Nukleargebäuden erfolgt der Abriss nach Übersendung der gebäudespezifischen Dokumente der Außerbetriebsetzungserklärung an die ASNR. Bereiche, die im Innern der Nukleargebäude eventuell nicht saniert wurden, können Gegenstand eines vorherigen Abrisses der Gebäude sein.

4. Phase: Die Sanierung des Anlagenstandorts
Sie sorgt dafür, dass der Zustand der Böden für die zukünftige Nutzung geeignet ist. Bereiche, die ggf. chemisch bzw. strahlentechnisch belastet sind, sind Gegenstand angepasster Begrenzungsmaßnahmen. Nach Abschluss der Sanierungsphase des Anlagenstandorts wird der ASNR ein Außerbetriebsetzungsantrag zur Entscheidung vorgelegt.



2. FORTSETZUNG DES BETRIEBS DER REAKTOREN VON BLAYAIS

Kernkraftwerk von Blayais, Département Gironde
Copyright EDF, Gabrielle Balloffet

2.1. Das Kernkraftwerk von Blayais

Das Kernkraftwerk von EDF liegt in der Gemeinde Braud-et-Saint-Louis, im Département Gironde (33), auf halber Strecke zwischen Bordeaux und Royan. Der mitten in einem Sumpfgebiet von 6.000 Hektar am rechten Ufer der Gironde gelegene Standort erstreckt sich über 78 Hektar.

Die wichtigsten Städte in der Nachbarschaft des Kraftwerks sind Bordeaux, Mérignac und Pessac, jeweils in einem Abstand von ca. 40 km.

Es liegt in unmittelbarer Nähe zu mehreren beachtenswerten Naturgebieten, einschließlich mehrerer NATURA 2000-Gebieten, mehrerer Naturgebiete mit besonderer Bedeutung bezüglich der Umwelt, Fauna und Flora, eines Meeresschutzgebiets, eines „Parc Naturel Régional“ mit Standorten des „Conservatoire d‘Espaces Naturelles“ und des „Conservatoire du Littoral“.

Das Kernkraftwerk von Blayais besteht aus vier Druckwasserreaktoren (REP), die zwischen 1981 und 1983 in Betrieb genommen wurden und von der 4. periodischen Sicherheitsüberprüfung betroffen sind.

KERNKRAFTWERK VON BLAYAIS (DÉPARTEMENT GIRONDE)



Wichtigsten Städte und Kommunikationswege

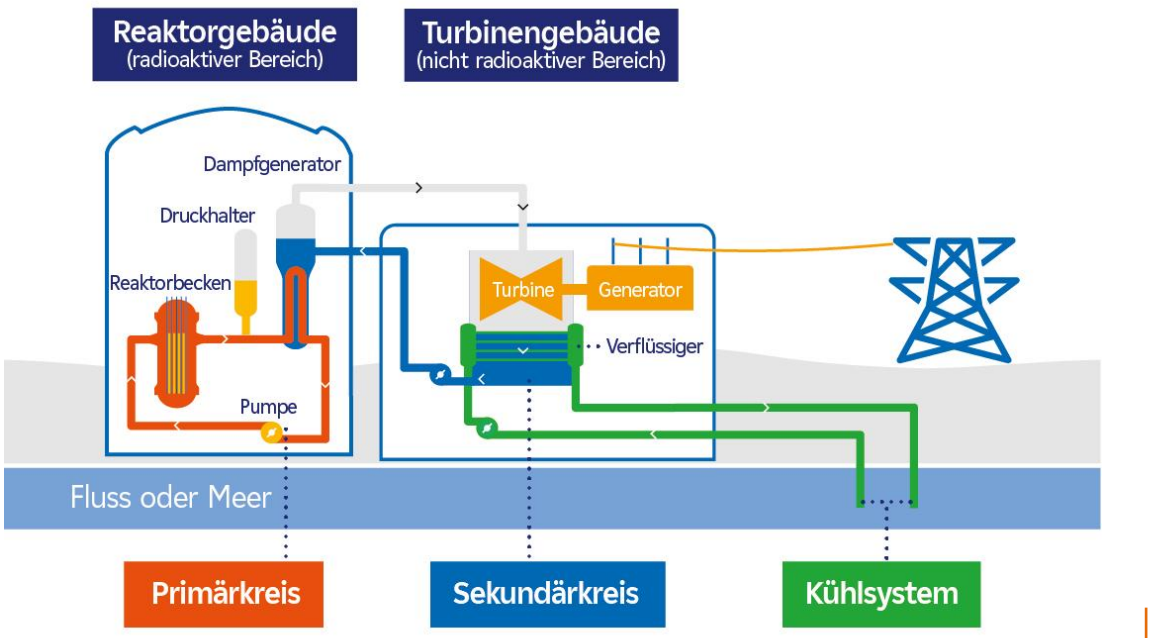


- Préfecture régionale (Verwaltungszentrum der Region)
- Préfecture départementale (Verwaltungszentrum des Départments)
- Sous-Préfecture (Verwaltungszentrum des Distrikts)
- Sonstige Städte

2.2. Betrieb des Kraftwerks

In einem konventionellen oder nuklearen Wärmekraftwerk wird die elektrische Energie auf die gleiche Weise erzeugt: ein Brennstoff erzeugt Wärme, die Wasser bis zum Verdampfen erhitzt. Der Dampf treibt eine Turbine und einen Wechselrichter zur Stromerzeugung an. In einem konventionellen Kraftwerk stammt die Wärme aus der Verbrennung eines fossilen Brennstoffs (Kohle, Heizöl…). In einem Kernkraftwerk entsteht die Wärme bei der Spaltung von Uranatomen.

Das Kernkraftwerk von Blayais besteht aus vier Druckwasserreaktoren mit einer elektrischen Leistung von jeweils 900 MWe, die im sogenannten „offenen Kreislauf“ gekühlt werden. Der Betrieb eines Druckwasserreaktors beruht auf drei getrennten und gegeneinander abgedichteten Leitungssystemen (siehe nachfolgende Abbildung).



1. Der **Primärkreis**: Die Spaltung der Uranatome im Reaktor erzeugt eine große Wärmemenge, die das um die Brennelementbündel zirkulierende Wasser auf 320 °C erhitzt. Das Wasser wird druckbeaufschlagt, damit es nicht kocht. Es überträgt seine Wärme an das Wasser eines zweiten geschlossenen Kreislaufs.
2. Der **Sekundärkreis**: Der Wärmeaustausch zwischen dem Wasser im Primärkreis und dem Wasser im Sekundärkreis erfolgt mittels Dampferzeuger, in denen das Wasser des Sekundärkreises sich in Dampf verwandelt. Dieser Dampfdruck dreht die Turbine, die ihrerseits einen Wechselrichter antreibt. Der Wechselrichter erzeugt einen Wechselstrom. Ein Transformator hebt die Spannung des erzeugten Stroms an, damit er leichter mittels Hochspannungsleitungen über große Entfernungen befördert werden kann.
3. Der **Kühlkreis**: Am Turbinenauslauf wird der Dampf des Sekundärkreises in einem Kondensator zurück in Wasser verwandelt. Das zur Kühlung im Kondensator verwendete Wasser wird aus dem Meer oder einem Wasserlauf entnommen. Dieses dritte Leitungssystem wird als Kühlkreis bezeichnet. Im Kraftwerk von Blayais stammt das Wasser dieses 3. Kühlkreises aus der Gironde.

2025 hat das Kernkraftwerk von Blayais fast 23 Milliarden kWh CO_2-arme Energie erzeugt. Das entspricht dem Stromverbrauch von ca. 5 Millionen Haushalten und 5,6 % der französischen Energieerzeugung aus Kernkraft.

2.3. Die Fortsetzung des Betriebs

EDF versteht sich als treibende Kraft für *„eine CO_2-freie Energieversorgung der Zukunft, die den Schutz unseres Planeten, Wohlbefinden und Entwicklung in Einklang bringt und auf einer innovativen Stromerzeugung und Servicelösungen beruht“*. Sie trägt zu den von der Europäischen Union festgelegten Zielen für das Erreichen der Klimaneutralität bis 2050 bei, die in die französische Strategie für Energie und Klima eingeflossen sind. Diesbezüglich spielen die Kernkraftwerke von EDF eine zentrale Rolle bei der Bereitstellung von CO_2-freier, steuerbarer und konkurrenzfähiger elektrischer Energie.

EDF plant, den Betrieb ihrer Reaktoren fortzusetzen und dazu die für die Beachtung der geltenden Anforderungen an die nukleare Sicherheit nötigen Maßnahmen zu implementieren.

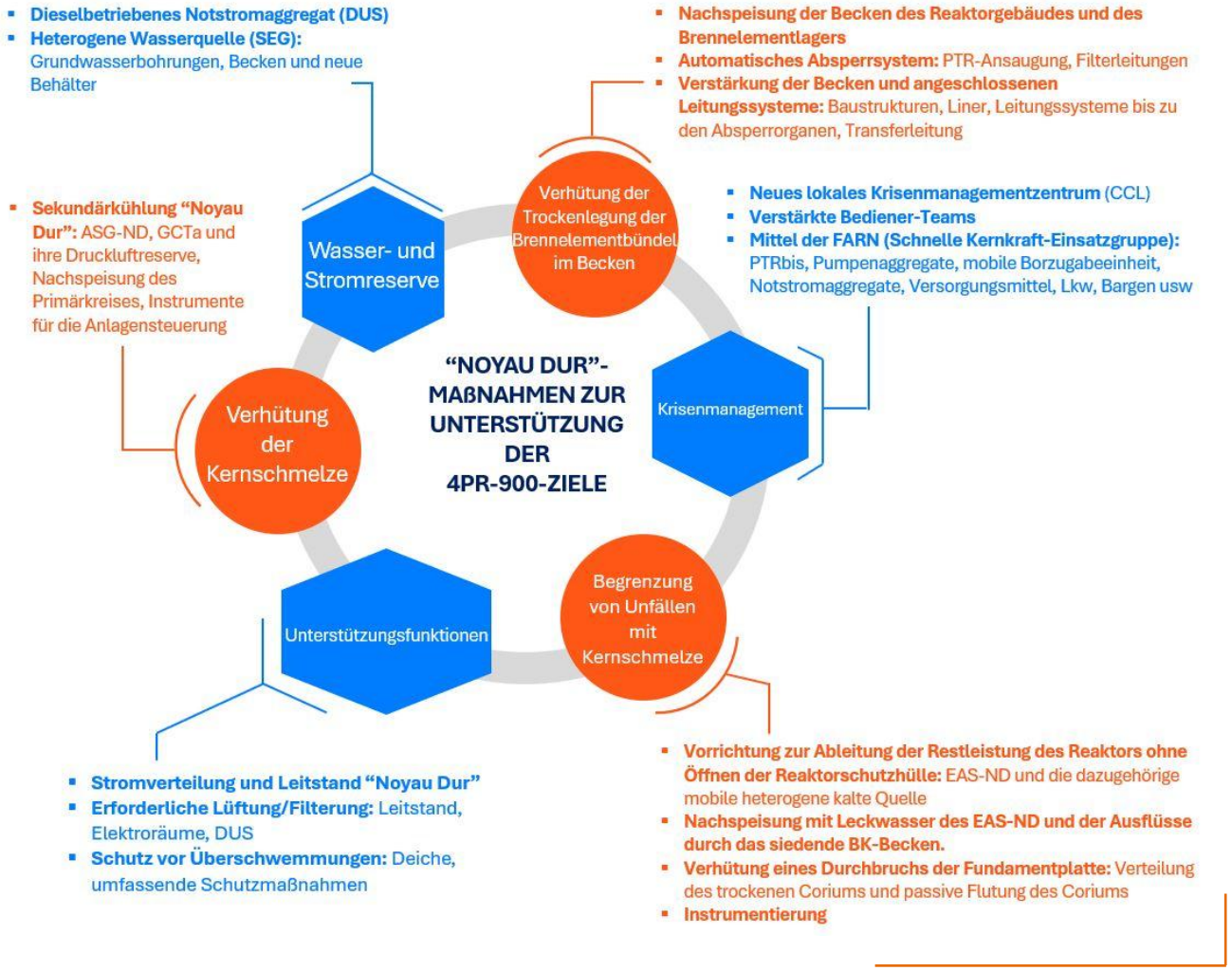
2.3.1. Vorgeschlagene Maßnahmen

Im Hinblick auf die Verbesserungsziele, die für die 4. periodische Sicherheitsüberprüfung der 900 MWe-Reaktoren festgelegt wurden, ist die Fortsetzung des Betriebs für 10 weitere Jahre mit der Implementierung der von EDF im Abschlussbericht über die Sicherheitsprüfung vorgeschlagenen Maßnahmen verbunden, vervollständigt durch die Vorgaben der ASNR, die die Bedingungen für die Fortsetzung des Betriebs festschreiben.

Die Verbesserungsmaßnahmen bestehen teils aus der Berücksichtigung der für die Einbeziehung der Erfahrungen aus dem Unfall des Kernkraftwerks von Fukushima Daiichi im März 2011 implementierten Mittel bei der Bestätigung der nuklearen Sicherheit der Reaktoren. Dabei werden diese Mittel im Anschluss an die Sicherheitsüberprüfung zu einem Maßnahmenprogramm mit der Bezeichnung „Noyau Dur“ („Harter Kern“) verstärkt.

Der **„Noyau Dur“** besteht aus fest verankerten und widerstandsfähigen Hardware-Mitteln, vervollständigt durch mobile Mittel zur Vermeidung massiver radioaktiver Schadstoffausstöße und langfristiger Auswirkungen auf die Umwelt in Situationen, die sich aus extremen externen Naturereignissen ergeben können. Dabei geht es vor allem um Erdbeben, externe Überschwemmungen und ähnliche Ereignisse (Blitzschlag, Hagel, Sturm, Starkregen) oder auch Wirbelstürme.

Wichtigste „Noyau Dur"-Maßnahmen (ND) nach Hauptthemen der nuklearen Sicherheit



- **Dieselbetriebenes Notstromaggregat (DUS)**
- **Heterogene Wasserquelle (SEG):** Grundwasserbohrungen, Becken und neue Behälter

- **Nachspeisung der Becken des Reaktorgebäudes und des Brennelementlagers**
- **Automatisches Absperrsystem:** PTR-Ansaugung, Filterleitungen
- **Verstärkung der Becken und angeschlossenen Leitungssysteme:** Baustrukturen, Liner, Leitungssysteme bis zu den Absperrorganen, Transferleitung

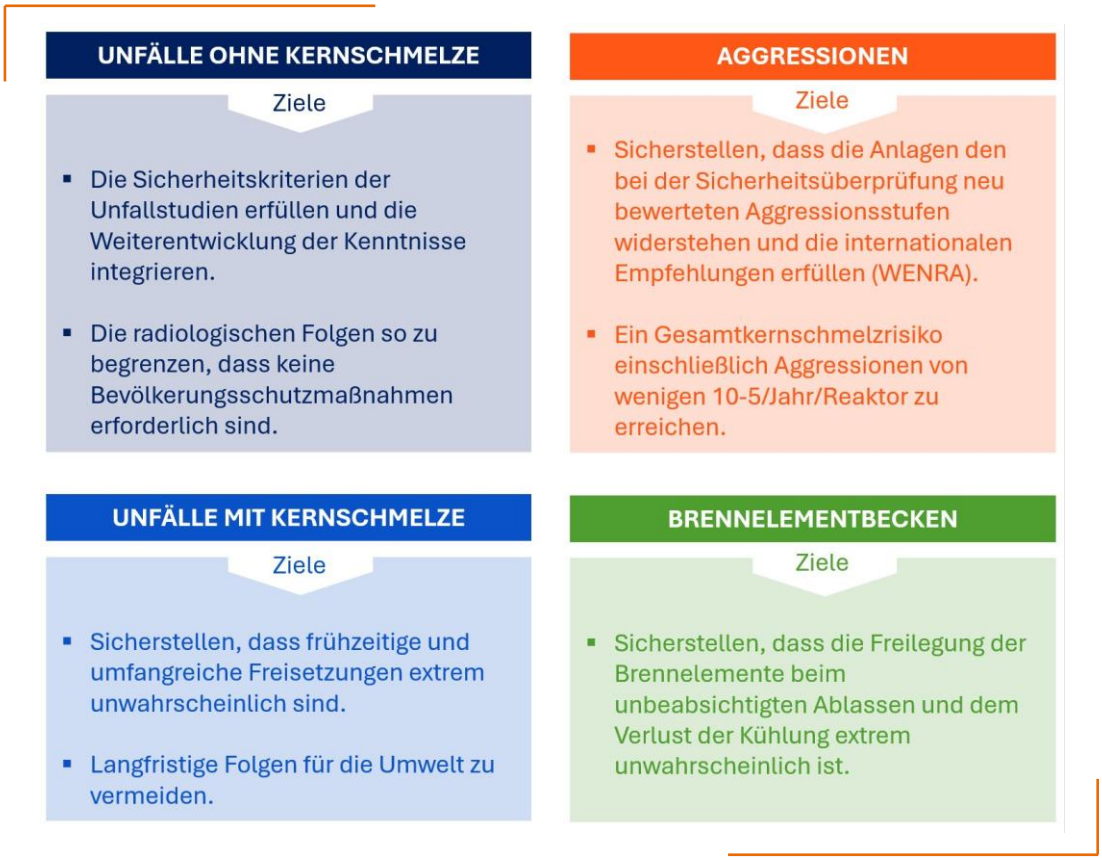
- **Sekundärkühlung "Noyau Dur":** ASG-ND, GCTa und ihre Druckluftreserve, Nachspeisung des Primärkreises, Instrumente für die Anlagensteuerung

- **Neues lokales Krisenmanagementzentrum** (CCL)
- **Verstärkte Bediener-Teams**
- **Mittel der FARN (Schnelle Kernkraft-Einsatzgruppe):** PTRbis, Pumpenaggregate, mobile Borzugabeeinheit, Notstromaggregate, Versorgungsmittel, Lkw, Bargen usw

- **Stromverteilung und Leitstand "Noyau Dur"**
- **Erforderliche Lüftung/Filterung:** Leitstand, Elektroräume, DUS
- **Schutz vor Überschwemmungen:** Deiche, umfassende Schutzmaßnahmen

- **Vorrichtung zur Ableitung der Restleistung des Reaktors ohne Öffnen der Reaktorschutzhülle:** EAS-ND und die dazugehörige mobile heterogene kalte Quelle
- **Nachspeisung mit Leckwasser des EAS-ND und der Ausflüsse durch das siedende BK-Becken.**
- **Verhütung eines Durchbruchs der Fundamentplatte:** Verteilung des trockenen Coriums und passive Flutung des Coriums
- **Instrumentierung**

Des Weiteren entsprechen die sonstigen Verbesserungsmaßnahmen der 4. periodischen Sicherheitsüberprüfung von Blayais der allgemeinen Ausrichtung dieser Sicherheitsüberprüfung für die Angleichung an die nuklearen Sicherheitsziele der Reaktoren der neuesten Generation, deren EDF-Bezugsreaktor der Standort „EPR Flamanville 3“ ist. Diese Verbesserungsmaßnahmen werden in vier Themen unterteilt:



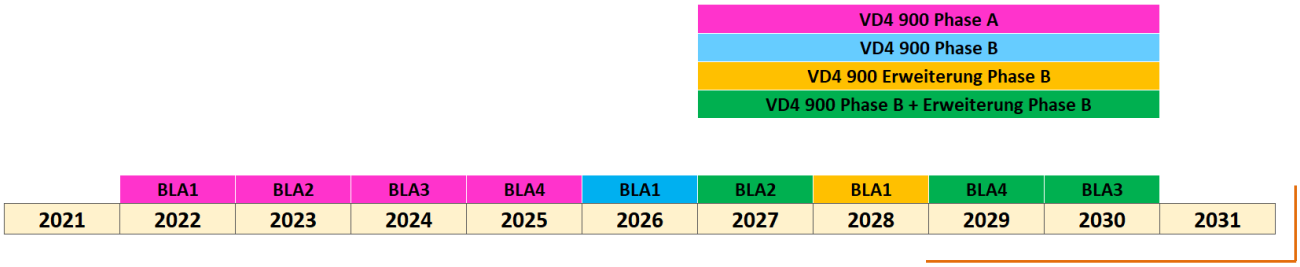
2.3.2. Industrieprogramm aus der 4. periodischen Sicherheitsüberprüfung

Das Industrieprogramm der 4. periodischen Sicherheitsüberprüfung der 900er Klasse besteht aus drei Phasen, unter Berücksichtigung des Umfangs der Maßnahmen und Auswirkungen für Menschen und Unternehmen, die an den Kernkraftstandorten tätig sind[6]:

- Die **Phase A** entspricht den Maßnahmen, die während des Betriebs des Blocks oder während der Stillsetzung im Rahmen der zehnjährlichen Sicherheitsüberprüfung stattfinden. Diese Maßnahmen beinhalten auch die Aktualisierung der Betriebsunterlagen;
- Die **Phase B** entspricht den Maßnahmen, die während des Betriebs des Blocks oder während der Reaktorrevisionen spätestens 6 Jahre nach der Vorlage des Abschlussberichts über die Sicherheitsprüfung durchgeführt werden.
- Der **Zusatz zu Phase B** umfasst die Umsetzung bestimmter Tätigkeiten aus der Prüfung der 4. periodischen Sicherheitsüberprüfung durch die ASNR, die aufgrund ihrer Eigenschaften (z. B. die Erfordernis zur Qualifizierung neuer Gerätschaften für sehr anspruchsvolle Umweltbedingungen) eine Prüfungsfrist von ca. 5 Jahren erfordern. Sie werden während des Betriebs des Blocks oder während der Reaktorrevisionen spätestens 8 Jahre nach der Vorlage des Abschlussberichts über die Sicherheitsprüfung durchgeführt.

[6]Zur Erstellung des Terminplans berücksichtigt EDF auch die in Frankreich sehr hohe Auftragslage der Industrie angesichts der zehnjährlichen Sicherheitsüberprüfungen, die auch für die anderen Klassen durchzuführen sind. Zu diesem Zweck hat EDF sich zur Erstellung eines Projekts entschieden, um die Sicherheitsüberprüfung im Rahmen des sogenannten „Grand Carénage“-Programms durchzuführen.

Die folgende Grafik zeigt den Jahresterminplan der aus der 4. Sicherheitsüberprüfung der Reaktoren von Blayais hervorgehenden Änderungen:





3. ÖFFENTLICHES ANHÖRUNGSVERFAHREN BEZÜGLICH DER PERIODISCHEN SICHERHEITSÜBERPRÜFUNG

Luftbild des Kraftwerks von Blayais
Copyright Marc Didier – Parker Wayne Philips (PWP)

3.1. Regelungsverfahren in Frankreich

Gemäß Art. L. 593-18 des französischen Umweltgesetzbuchs führt EDF alle zehn Jahre eine periodische Sicherheitsüberprüfung durch, mit dem Zweck „der Einschätzung der Situation der Anlagen im Hinblick auf die für sie geltenden Regeln und der Aktualisierung der Einschätzung der Risiken oder Nachteile der Anlage für die in Art. L. 593-1 aufgeführten Interessen, unter Berücksichtigung des Zustands der Anlage, der im Rahmen des Betriebs gesammelten Erfahrung, der Weiterentwicklung der Kenntnisse, unter anderem über den Klimawandel und seine Auswirkungen, sowie der für gleichwertige Anlagen geltenden Regeln. *Diese Bewertung der Risiken berücksichtigt die Folgen des Klimawandels auf externe Beanspruchungen, die im Rahmen derselben zu beachten sind.“*

Der Artikel R. 593-62 des französischen Umweltgesetzbuchs bestimmt, dass *„die Verpflichtung der periodischen Sicherheitsüberprüfung als erfüllt gilt, sobald der Betreiber dem für die nukleare Sicherheit zuständigen Minister und der ASNR seinen Bericht über diese Sicherheitsüberprüfung vorlegt“.*

Dieser Bericht enthält *„die Schlussfolgerungen der in Art. L. 593-18 geforderten Prüfung und ggf. die Maßnahmen, die darin vorgeschlagen werden, um die festgestellten Störungen zu beheben oder den Schutz der in Art. L. 593-1 genannten Interessen zu verbessern“* (Art. L. 593-19 des französischen Umweltgesetzbuchs)

Gemäß Art. L. 593-19 gilt, dass *„bei Sicherheitsüberprüfungen nach dem fünfunddreißigsten Betriebsjahr eines Kernreaktors, der im ersten Absatz des vorliegenden Artikels genannte Bericht Gegenstand eines öffentlichen Anhörungsverfahrens ist “.*

In diesem Zusammenhang erläutern die Artikel R. 593-62-2 bis R. 593-62-9 des französischen Umweltgesetzbuchs das für dieses öffentliche Anhörungsverfahren geltende Verfahren.

3.2. Internationale Konsultierung

Im Rahmen dieses öffentliches Anhörungsverfahren hinsichtlich des Abschlussberichts über die Sicherheitsprüfung (RCR), sieht Art. R. 593-62-6 des französischen Umweltgesetzbuchs ein Verfahren zur Konsultierung der Nachbarländer vor. Wenn ein Teil des Staatsgebiets eines Nachbarlandes an den von diesem öffentlichen Anhörungsverfahren betroffenen Umkreis angrenzt oder wenn die Grenzbedingung zwar nicht erfüllt ist, der Präfekt jedoch auf eigene Initiative oder auf Anfrage der Behörden eines anderen Mitgliedsstaats der Europäischen Union oder einer Vertragspartei des am 25. Februar 1991 in Espoo unterzeichneten Übereinkommens über die Bewertung der Umweltfolgen in einem grenzüberschreitenden Rahmen der Ansicht ist, dass der Betrieb des Reaktors maßgebliche Auswirkungen auf die Umwelt in diesem Staat haben könnte, auch wenn im Konsultationsumkreis keine gemeinsame Grenze vorhanden ist:

- Der Präfekt informiert diesen Staat über die Verordnung zur Einleitung des öffentlichen Anhörungsverfahrens und legt ihm insbesondere eine Ausfertigung der Anhörungsunterlagen vor.
- Die Mitteilung über die Verordnung zur Einleitung des öffentlichen Anhörungsverfahrens legt die Fristen fest, innerhalb derer die Behörden dieses Landes ihre Absicht zur Teilnahme an dem öffentlichen Anhörungsverfahren äußern können. Das öffentliche Anhörungsverfahren kann erst nach Ablauf dieser Frist beginnen.
- Der Präfekt übermittelt die Unterlagen an den Außenminister.

Die folgende Karte zeigt die geografische Lage des Kraftwerks von Blayais und den Abstand zu den Nachbarländern der Französischen Republik, zumindest über die ersten 1.000 Kilometer.

KERNKRAFTWERK VON BLAYAIS (DÉPARTEMENT GIRONDE)

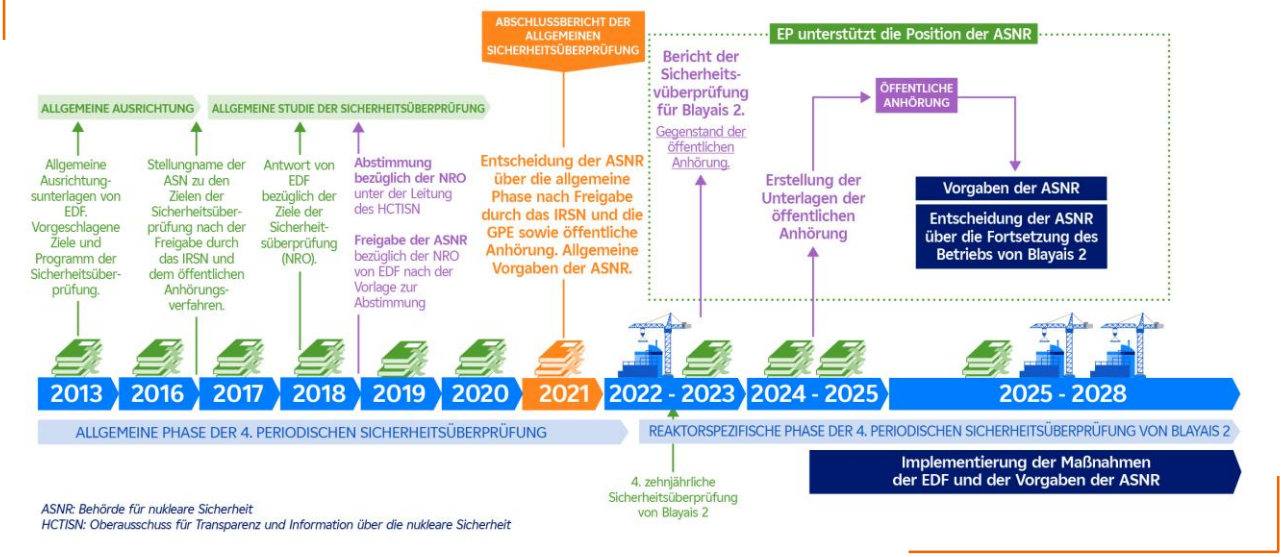


Geografische Lage des Kraftwerks von Blayais im Verhältnis zu den Nachbarländern

3.3. Terminplan des Regelungsverfahrens

Der Präfekt des Départements Gironde legt unter anderem das Datum zur Eröffnung des Anhörungsverfahren und seine Dauer fest (Art. R. 123-9 des französischen Umweltgesetzbuchs).

Die Vorgehensweise für die periodische Sicherheitsüberprüfung wird im Folgenden am Beispiel des Reaktors Nr. 2 von Blayais beschrieben.



Zum Zeitpunkt der Erstellung des vorliegenden Dokuments könnten die öffentlichen Anhörungsverfahren für die Reaktoren Nr. 2, 3 und 4 Ende 2026 stattfinden.



4. NUKLEARE SICHERHEIT DES KERNKRAFTWERKS

Kernkraftwerk von Blayais, Département Gironde
Copyright EDF, Gabrielle Balloffet

4.1. Strahlenschutz

Der **Strahlenschutz** umfasst alle Regeln, Verfahren und Mittel zur Vorbeugung und Überwachung mit dem Ziel, die direkten oder indirekten schädlichen Auswirkungen ionisierender Strahlung auf Personen zu verhindern oder zu verringern, einschließlich derjenigen, die durch Umweltschäden verursacht werden. Er beruht auf drei wichtigen Prinzipien: Begründung, Optimierung und Begrenzung der Strahlendosis.

- **Begründung:** Alle menschlichen Tätigkeiten, die zu einer Ionenstrahlungsexposition bei Menschen führen können, müssen durch die daraus erwachsenden Vorteile begründet werden. Die Vorteile müssen gegenüber den Nachteilen überwiegen.
- **Optimierung:** Für eine gegebene Quelle ist das allgemeine Ziel die Beibehaltung der individuellen und kollektiven Dosiswerte auf dem niedrigsten Stand, der vertretbarerweise unter Berücksichtigung des Stands der Technik und der sozioökonomischen Faktoren erreichbar ist. Dieses Prinzip trägt die Bezeichnung ALARA (As Low As Reasonably Achievable[7]).
- **Begrenzung der Strahlendosis:** Die Ionenstrahlungsexposition einer Person aufgrund einer „nuklearen Tätigkeit“ darf nicht dazu führen, dass die Summe der erhaltenen Dosen die von den Vorschriften festgelegten Grenzwerte überschreitet, es sei denn, diese Person wird der Strahlung zu medizinischen Zwecken oder im Rahmen der biomedizinischen Forschung ausgesetzt.

Im weiteren Verlauf des Dokuments beziehen sich die Informationen bezüglich radioaktiver Strahlungen, ihrer Auswirkungen und ihrer Überwachung auf den normalen Betrieb der Reaktoren oder auf Störfälle bzw. Unfallsituationen.

[7] So niedrig wie vertretbarerweise möglich.

4.2. Nukleare Sicherheit während des Betriebs

Als Industrieanlage beinhaltet ein Kernkraftwerk von Natur aus Risiken, die die Gesundheit und Umwelt beeinträchtigen können. Der Kernreaktor enthält radioaktive Stoffe; die Anlange enthält Gefahrstoffe (z. B. Gasflaschen, brennbare Stoffe oder Chemikalien), die für den Betrieb erforderlich sind.

Das Konzept und der Betrieb der Kernkraftwerke sollen die Beherrschung sämtlicher Risiken sicherstellen, indem sie einerseits durch Vorbeugungsmaßnahmen die Wahrscheinlichkeit verringern, dass Störungen der Anlage auftreten, und andererseits durch Schutzmaßnahmen die Folgen dieser Störungen außerhalb des Standorts minimieren. Je größer die festgestellten Folgen sein können, umso geringer muss die Wahrscheinlichkeit des auslösenden Ereignisses sein, damit das Risikolevel unter angemessenen wirtschaftlichen Bedingungen so niedrig wie vertretbarerweise möglich bleibt.

Die Beherrschung der Risiken wird in den nuklearen Sicherheitsansatz aufgenommen, der für die gesamte Lebensdauer der nuklearen Anlagen gilt; sie besteht aus aufeinander folgenden Sicherheitsmaßnahmen, die für ein hohes Kontrollniveau sorgen.

Die Ermittlung der Risiken berücksichtigt Störungen im kernkrafttechnischen Teil der Anlage, aber auch weiterer Gerätschaften, die für den ordnungsgemäßen Betrieb erforderlich sind. Für jedes Risiko werden die folgenden Punkte definiert:

- Auslösende Ereignisse: Fehlfunktion einer Vorrichtung oder interne (z. B. Leitungsbruch) bzw. externe (z. B. Erdbeben) Ursache.
- Mögliche Folgen außerhalb des Standorts und auf den Betrieb der Anlage selbst.

Alle diese Risiken sind Gegenstand von Entwicklungs- und Betriebsmaßnahmen im Rahmen der nuklearen Sicherheit und des Umweltschutzes, die durch aufeinander folgende Schutzmaßnahmen:

- das Auftreten von Störfällen und Unfällen an der Anlage verringern können,
- Die Anlage überwachen und ihren sicheren Zustand aufrecht erhalten,
- Die Folgen von Störfällen und Unfällen für die Anlage und die Umwelt begrenzen.

Hier werden aufgrund ihrer Besonderheiten zwei Risikogruppen unterschieden:

1. Die **radiologischen Risiken** aufgrund von vorhandenen radioaktiven Stoffen,
2. Die **konventionellen Risiken**, die z. B. mit der Lagerung und Verwendung von brennbaren Produkten, Chemikalien oder schwach radioaktiven Stoffen verbunden sind.

Radiologische Risiken werden in zwei Typen unterteilt:

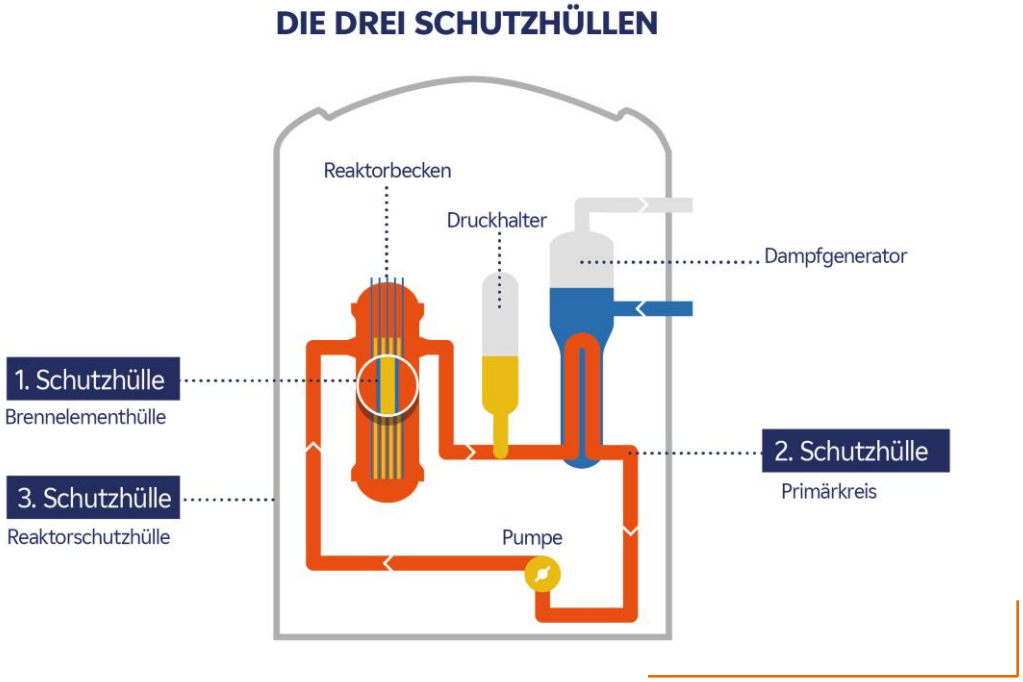
- Die direkte Strahlenexposition, die als externe Exposition bezeichnet wird,
- Die Strahlenexposition durch Verschlucken bzw. Einatmen radioaktiver Stoffe, die als interne Exposition bezeichnet wird.

4.2.1. Begrenzung der radiologischen Risiken

Radioaktive Stoffe werden in hermetisch geschlossenen Einhausungen aufbewahrt, die mit strahlenschutzgeeigneten Schutzbeschichtungen (oder „biologischen Schutzmaßnahmen“) versehen sind, um radiologischen Risiken durch Exposition oder Ausbreitung vorzubeugen. Die Grenzen dieser Einhausungen werden als Reaktorschutzhüllen bezeichnet. Diese Schutzhüllen liegen nach dem Schachtelpuppenprinzip übereinander. Die undurchlässigen, robusten und voneinander unabhängigen Schutzhüllen trennen eine nach der anderen die Brennelemente von der Umwelt.

Auf diese Weise wirken drei voneinander unabhängige physische, robuste und undurchlässige Schutzhüllen zur Einschließung der Radioaktivität zusammen:

- Die Hülle der Brennstäbe,
- Die Hülle um den Primärkreis,
- Die Reaktorschutzhülle.



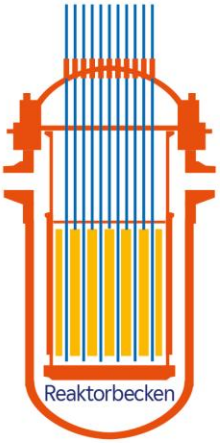
Die Methode zur Analyse der Risiken umfasst die Ermittlung der möglichen Ursachen für die Freisetzung radioaktiver Stoffe außerhalb der Schutzhüllen und die Festlegung der Maßnahmen zur größtmöglichen Minimierung der Häufigkeit und des Umfangs der Folgen solcher Ereignisse.

Zur dauerhaften und situationsunabhängigen Aufrechterhaltung der Schutzhüllen wurden Gerätschaften und Systeme entwickelt, die die permanente Wirksamkeit der drei „Sicherheitsfunktionen“ gewährleisten.

DIE DREI SICHERHEITSFUNKTIONEN

1
Steuerung der Kettenreaktion

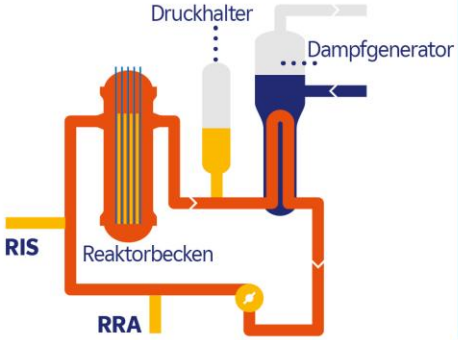
- Position der Steuerbündel
- Borkonzentration des Wassers



2
Kühlung der Brennelemente

Ableitung der Wärme:

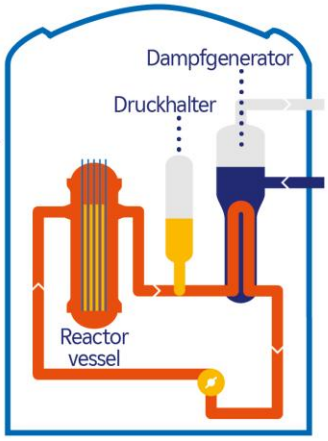
- Im Normalbetrieb über die Dampfgeneratoren
- Bei Reaktorstilllegung über den Kühlkreis **(RRA)**
- Über die Notkühlsysteme **(RIS)**



3
Einschließung der Radioaktivität

Anhand der drei Schutzhüllen:

- Brennelementhülle
- Primärkreis
- Reaktorschutzhülle



Die implementierten Maßnahmen zur Gewährleistung dieser drei grundlegenden Funktionen der nuklearen Sicherheit **sorgen für den Schutz der Bevölkerung und der Umwelt vor ionisierenden Strahlungen** und somit für die Umsetzung dieser vierten Sicherheitsfunktion, die durch die geänderte Verordnung vom 7. Februar 2012 über die Festlegung der allgemeinen Regeln für Basis-Nuklearanlagen – der sogenannten „INB-Verordnung“ – eingeführt wurde.

Der „sichere“ Zustand eines Reaktors zeichnet sich durch die Gewährleistung der drei Sicherheitsfunktionen aus:

- Kontrolle über die nukleare Kettenreaktion im Reaktor,
- Kühlung der Brennelemente,
- Einschließung der radioaktiven Stoffe

sowie die ordnungsgemäße Funktion der Systeme, die die Aufrechterhaltung dieser Bedingungen sicherstellen.

Um ein hohes Sicherheitsniveau des Kraftwerks zu gewährleisten, beruhen Entwicklung und Betrieb der Reaktoren auf der Anwendung eines in die Tiefe gehenden Abwehrkonzepts, das zur Einplanung zusätzlicher Mittel zum Schutz dieser Schutzhüllen und Begrenzung der Folgen von Unfällen auf ein für die Bevölkerung und Umwelt akzeptables Maß führt. Aufeinander folgenden Abwehrstufen, die so weit wie möglich zuverlässig und voneinander unabhängig sind, werden anhand der Umsetzung von zusätzlichen technischen, menschlichen und organisatorischen Mitteln vorgesehen, um solche Unfälle zu verhindern oder deren Folgen zu begrenzen.

Sowohl bei der Entwicklung als auch im Betrieb gliedert sich die Tiefenabwehr in fünf Stufen:

1. **Vorbeugung (1. Stufe):** Das Eintreten der Störung verhindern;
2. **Überwachung oder Erkennung (2. Stufe):** Dem Eintreten der Störung durch Kontrollen oder Prüfungen vorgreifen, oder die Störung unmittelbar nach ihrem Eintreten erkennen, um die normale Betriebssituation wieder herzustellen;
3. **Handlungsmittel (3. Stufe):** Eindämmung der Folgen der Störung oder ggf. Begrenzung ihrer Verschlimmerung durch Wiederaufnahme der Anlagensteuerung (Verfahrensanweisungen für Störfälle und Unfälle);
4. **Abschwächung (4. Stufe):** Situationsmanagement zur Begrenzung der radiologischen Folgen für die Umwelt und die Bevölkerung (Abschließende Verfahrensanweisungen);
5. **Bevölkerungsschutz (5. Stufe):** Die 5. Stufe der Tiefenabwehr obliegt den Behörden und entspricht der Umsetzung des speziellen Einsatzplans (PPI – Plan particulier d'intervention) (in Sicherheit bringen, Jodtabletten verabreichen, Evakuierung...).

Der in den jeweiligen Kernsicherheitsbericht der einzelnen Reaktoren von Blayais übernommene Nachweis der Begrenzung der radiologischen Risiken erfolgt durch die Prüfung der Beachtung der allgemeinen nuklearen Sicherheitsziele bei allen störfall- oder unfallbedingten Abläufen. Zu diesem Zweck wurden zahlreiche Störfall- und Unfallszenarien betrachtet und nach der Häufigkeit ihres Auftretens in Kategorien eingestuft. Das Konzept der Anlagen muss auch einen geeigneten Schutz gegen Szenarien gewährleisten, die durch kumulierte Störungen oder interne bzw. externe Ursachen ausgelöst werden, und die grundlegenden Kernsicherheitsfunktionen beeinträchtigen. Anlässlich der 4. periodischen Sicherheitsüberprüfung erhalten die Reaktoren von Blayais in ihren Referenzunterlagen ein robustes Konzept für Unfälle mit Kernschmelze. Die betrachteten Szenarien führen zur Implementierung von Maßnahmen[8] zur Begrenzung der Folgen dieser Unfälle, ohne die Unversehrtheit der 3. Schutzhülle zu beeinträchtigen.

Studien über die nukleare Sicherheit werden mit einem konservativen Ansatz – d. h. mit Herabstufung einflussreicher Hypothesen oder Parameter – hinsichtlich des Zustands und der Funktion der Systeme sowie der mit den Szenarien verbundenen physikalischen Ereignisse durchgeführt. Bei Bedarf wird auf Entkopplungshypothesen zurückgegriffen, um Unsicherheiten zu berücksichtigen. Somit können Entwicklungsmargen für gefürchtete Situationen gewährleistet werden. Dadurch wird verhindert, dass erkannte Wissenslücken die Schlussfolgerungen dieser Studien in Frage stellen.

Die Untersuchung der radiologischen Folgen all dieser Szenarien dient der Prüfung der Stichhaltigkeit der bei der Entwicklung und im Betrieb ergriffenen Maßnahmen zur Gewährleistung der Unversehrtheit der Schutzhüllen zur Einschließung der radioaktiven Stoffe (Brennstabhüllen, Primärkreishülle und Reaktorgebäudehülle). Sie dient auch der Prüfung auf Austritt radioaktiver Stoffe aus dem Kraftwerk infolge solcher Störfälle/Unfälle, die zu begrenzten Folgen für Bevölkerung und Umwelt führen.

Dabei werden unterschieden:

- Die radiologischen Folgen der Bemessungsstörfälle und -unfälle (die bei der Entwicklung betrachtet wurden),
- Die radiologischen Folgen der sogenannten zusätzlichen Unfälle, die ursprünglich bei der Entwicklung nicht berücksichtigt wurden und Szenarien mit kumulierten Störungen entsprechen. Diese Unfälle werden untersucht, um die anlagenbedingten Risiken durch zusätzliche, in die Anforderungs-Referenzunterlagen integrierte Maßnahmen zu verringern. Dies gilt insbesondere für den Unfall aufgrund eines Dampfrohrbruchs (RTV – Rupture de tuyauterie vapeur), begleitet von multiplen Dampferzeugerrohrbrüchen (RTGV – Rupture de tube de générateur de vapeur),
- die radiologischen Folgen möglicher Unfälle mit Kernschmelze.

[8] Einige Verbesserungen gelten für die 900 MWe-Klasse und können daher in diesem Dokument erwähnt werden.

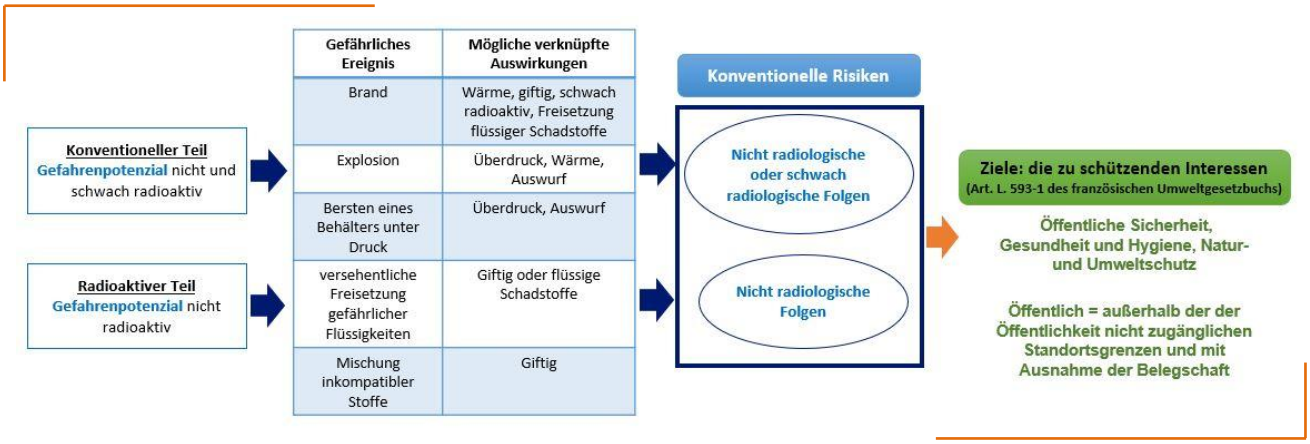
4.2.2. Begrenzung der konventionellen Risiken

4.2.2.1. Methodik zur Analyse der Risiken

Konventionelle Risiken sind z. B. mit der Lagerung und Verwendung von brennbaren Produkten, Chemikalien oder schwach radioaktiven Stoffen im Innern der konventionellen Anlagen verbunden.

Der Nachweis der konventionellen Sicherheit soll belegen, dass diese konventionellen Risiken im Hinblick auf die zu schützenden Interessen akzeptabel sind:

- Die Bevölkerung: Der Analyseumfang berücksichtigt alle der Öffentlichkeit zugänglichen Bereiche außerhalb der Standortgrenzen;
- Die Umwelt und Natur:



Folgende ggf. außerhalb des Standorts durch diese konventionellen Risiken nicht oder nur schwach radiologischer Art verursachten Auswirkungen sind möglich:

- Auswirkungen über die Luft:
  - Schäden durch Wärmeentwicklung aufgrund von Brand, Stichflammen und Explosion,
  - Schäden durch Giftstoffe aufgrund der Freisetzung von Brandgasen, der Verdunstung von Giftstoffen, des Austritts giftiger Gase oder der Mischung unverträglicher Stoffe,
  - Schäden durch Überdruck aufgrund einer Explosion oder berstender Anlagen,
  - Geringe radiologische Schäden durch Dispersion von Radionukliden aufgrund des Brands einer leicht radioaktiven Anlage,
  - Schäden durch Ausschleudern von Projektilen aus drehenden Maschinen aufgrund einer Explosion oder dem Bersten einer Anlage,
- Schäden durch flüssige Medien: Schäden durch die Freisetzung von flüssigen Gefahrstoffen oder schwach radioaktiven Stoffen in die Umwelt.

Gefahrenpotenziale werden anhand ihrer möglichen Auswirkungen auf die zu schützenden Interessen ermittelt und definiert. Die ermittelten Gefahrenpotenziale umfassen die mit den verwendeten oder gelagerten Produkten verbundenen Gefahrenpotenziale sowie die mit den Tätigkeiten verknüpften Gefahrenpotenziale.

Die Begrenzung der konventionellen Unfälle wird durch die Anwendung des Prinzips der Tiefenabwehr erreicht, aber auch durch die Beherrschung der folgenden Kernsicherheitsfunktionen:

- Die Einschließung gefährlicher oder schwach radioaktiver Stoffe,
- Den Schutz der Bevölkerung und der Umwelt vor den Schäden durch Giften, Überdruck, Wärmeentwicklung und Ausschleudern von Projektilen.

Die Analyse wird iterativ anhand folgender Ansätze bis zum Nachweis der Zumutbarkeit des Risikos durchgeführt:

- Verringerung des Risikos an der Quelle: ermitteln, inwiefern die Mengen der Stoffe verringert oder Ersatzprodukte verwendet werden können, wenn die Betriebsvorgaben dies zulassen,
- Ermittlung und Valorisierung der Maßnahmen zur Begrenzung der organisationsrelevanten und technischen Risiken (Vorbeugung, Überwachung, Abschwächung), um das Auftreten bzw. die Folgen der Unfallszenarien zu verringern.

Alle Anlagen, die Tätigkeiten mit Gefahrenpotenzial umfassen oder für die Gefahrstoffe gelagert werden, unterliegen periodischen Prüfungen. Vorbeugende Wartungsmaßnahmen werden in Übereinstimmung mit den Vorgaben der Hersteller oder gemäß den an den Gerätschaften ermittelten Erfahrungswerten durchgeführt. Festgestellte Abweichungen werden durch fehlerbehebende Instandsetzungsmaßnahmen beseitigt.

Brandrisiken werden gesondert behandelt (Brandaktionsplan und Projekt Brandrisikobegrenzung) und sind Gegenstand einer aufgrund von Erfahrungswerten aktualisierten Analyse im Rahmen der ständigen Verbesserungsmaßnahmen. Die Begrenzung der Brandrisiken stützt sich auf die Vorbeugung und schnelle Erkennung von Bränden sowie auf deren Löschung bzw. die Begrenzung der Eskalierung und Ausbreitung von Bränden.

Hinsichtlich der Schäden durch Flüssigkeiten aufgrund der unbeabsichtigten Freisetzung von gefährlichen oder schwach radioaktiven Flüssigkeiten beruht die Begrenzung der Risiken auf der Einrichtung von Vorrichtungen zur Einschließung der ausgetretenen Stoffe. Manche dieser Vorrichtungen sind die letzte Maßnahme zum Schutz der Umwelt und gelten als wichtige Komponenten für den Schutz der Interessen (EIP – Élément important pour la protection des intérêts) und unterliegen entsprechenden Anforderungen für ihre ordnungsgemäße Funktion. **Die Beachtung dieser Anforderungen durch den Betreiber ist Gegenstand besonderer Bestimmungen (Überwachung, Prüfung, Wartung), die die Begrenzung der Risiken gewährleisten.**

Hinsichtlich der Auswirkungen über die Luft erfolgt eine erste Analyse zur Ermittlung der die Hülle betreffenden Unfallszenarien, die Schäden außerhalb des Standorts verursachen können, sowie der Maßnahmen, die zur Begrenzung dieser Risiken ergriffen werden. Für jedes dieser Unfallszenarien wird eine vertiefte Risikoanalyse durchgeführt, um die Wahrscheinlichkeit eines solchen Unfalls und den Umfang der Folgen zu ermitteln. Die zum Nachweis der Begrenzung der konventionellen Risiken ermittelten Maßnahmen gelten dann als wichtige Tätigkeiten oder Komponenten für den Schutz der Interessen (AIP – Activité importante pour la protection des intérêts und EIP – Élément important pour la protection des intérêts), einschließlich der dazugehörigen Anforderungen für die ordnungsgemäße Funktion, deren Beachtung durch den Betreiber Gegenstand besonderer Bestimmungen (Überwachung, Prüfung, Wartung) ist.

Diese Maßnahmen werden im Rahmen der Betriebsnachverfolgung überwacht.

4.2.2.2. Zusammenfassung für Blayais

- ***Risiken über die Luft***

Die Risiken über die Luft der betrachteten Unfallszenarien bergen keine Auswirkungen außerhalb der Standortgrenzen, mit Ausnahme der im Folgenden beschriebenen Szenarien. Die für das Kraftwerk von Blayais durchgeführte Risikoanalyse hat zwei konventionelle Unfallszenarien ausgewiesen, die die zu schützenden Interessen beeinträchtigen können:

- in der MEDOC-Werkstatt könnte eine Explosion infolge des Versagens der Schutzhülle einer Acetylenleitung zu Auswirkungen außerhalb des Standorts führen;

- Im Zapfbereich des Sicherheitsbunkers (BDS – Bâtiment de sécurité) könnte ein Szenario mit einem Lachenbrand von aus Tanklastwagen gezapftem Offroad-Diesel („roter“ Diesel) nach dem Versagen der Schutzhülle des Tanks oder des Schlauchs am Lastwagen zu hitzeverursachten Auswirkungen außerhalb des Standorts führen;

Zahlreiche Vorbeugungsmaßnahmen wurden ergriffen, um derartige Unfälle zu vermeiden: Schulung der zuständigen Personen, Erstellung detaillierter Verfahrensanweisungen, Einrichtung von optischen Signalen, Prüfung des Lieferscheins des angelieferten Produkts und Implementierung von praktischen Vorgehensweisen zur Steigerung der Zuverlässigkeit der Mitarbeiter bei diesen Tätigkeiten usw.

Die Risikostufe eines Szenarios mit Explosion nach dem Versagen der Schutzhülle einer Acetylenleitung in der MEDOC-Werkstatt ist akzeptabel. Die Wahrscheinlichkeit seines Eintretens entspricht der eines unwahrscheinlichen Ereignisses (weniger als 1 mal alle 1.000 Jahre).

Zusätzlich wird zur Begrenzung der Risiken speziell im Sicherheitsbunker vor dem Zapfen eine Maßnahme implementiert, die als wichtige Tätigkeit für den Schutz der Interessen (AIP – Activité importante pour la protection des intérêts) gilt: Eine Prüfung durch einen Dritten, um durch eine körperliche Handlung sicherzustellen, dass die Genehmigung zum Zapfen erteilt werden kann (sicherstellen, dass die Schläuche ordnungsgemäß angeschlossen sind und keine Flüssigkeit austritt, die zur Bildung einer Diesellache führen könnte).

In Anbetracht der ergriffenen zusätzlichen Maßnahmen ist die Wahrscheinlichkeit des Eintretens eines Szenarios mit einem Diesellachenbrand am Sicherheitsbunker ein zwar mögliches, aber extrem unwahrscheinliches Ereignis (weniger als 1 mal alle 100.000 Jahre).

Nach Abschluss der Maßnahmen zur Tiefenabwehr und der Ermittlung mehrerer Ansatzpunkte zur Begrenzung der Risiken sind sie alle akzeptabel hinsichtlich der zu schützenden Interessen.

Risiken durch Flüssigkeiten

Im Hinblick auf die Risiken durch Flüssigkeiten wird die Einschließung der freigesetzten Flüssigkeiten durch die Einrichtung geeigneter Vorrichtungen gewährleistet, um so die versehentliche Freisetzung von Gefahrstoffen oder schwach radioaktiver Stoffe in die Umwelt zu verhindern. Die Szenarien, bei denen Flüssigkeiten freigesetzt werden, haben somit keine Auswirkungen auf die Umwelt.

Die konventionellen Risiken des Kraftwerks von Blayais für die zu schützenden Interessen sind somit begrenzt.

4.3. Begrenzung der Alterung und Obsoleszenz

Der Ansatz zur Begrenzung der Alterung und zum Umgang mit Obsoleszenz beruht bei den von EDF betriebenen Kraftwerken auf:

- Der Begrenzung der Alterung der Systeme, Strukturen und Komponenten,
- Der Wartung,
- Dem Umgang mit der Obsoleszenz der Gerätschaften und Ersatzteile.

Die wichtigsten Maßnahmen, die vom Betreiber in diesem Bereich ergriffen oder vorgeschlagen werden, betreffen zwei Ziele:

- Nachweisen, dass die nicht ersetzbaren Gerätschaften in der Lage sind, ihre Funktion auch nach 40 Jahren zu erfüllen:
  - In Bezug auf das Becken der Reaktoren von Blayais,
    - wird die Druckprüfung im Rahmen der zehnjährlichen Sicherheitsüberprüfung zur umfassenden Neueinstufung des Hauptprimärkreises (CPP – Circuit primaire principal) durchgeführt;
    - werden zusammenfassende Unterlagen erstellt, um die Aufrechterhaltung des Betriebs gemäß eines konservativen deterministischen Ansatzes (Neutronentechnik, Werkstoffe, Mechanik...) nachzuweisen; Sie behandeln einerseits die theoretische Untersuchung der umfangreichsten hypothetischen und nicht erfassbaren allgemeinen Störung (für alle Becken der 900 MWe-Kraftwerke) und beckenspezifische Untersuchungen für jedes einzelne Becken anhand der Befunde der Prüfungen, die im Rahmen der 4. zehnjährlichen Sicherheitsüberprüfung (VD4 – 4e visite décennale) durchgeführt wurden;
    - Die Einführung von Hafnium, einer neutronenabsorbierenden Substanz, in die Brennelementbündel der Reaktoren von Blayais gegenüber von den am stärksten durch Neutronen bestrahlten Beckenbereichen verringert die Neutronenfluenz (in die Betriebsdauer des Reaktors integrierter Neutronenfluss) im Becken.
  - Der mechanische Leistungszustand der Reaktorschutzhüllen wird kontinuierlich mittels Abhorchvorrichtungen überwacht (z. B. Verformungsmessungen) und die Schutzhülle bei jeder zehnjährlichen Sicherheitsüberprüfung einer Druckprüfung unterzogen.
- Nachweisen, dass die ersetzbaren Gerätschaften in der Lage sind, ihre Funktion auch nach 40 Jahren zu erfüllen, oder sie entweder ersetzen oder aufbereiten.

Für Komponenten, deren Leistung wahrscheinlich aufgrund ihrer Alterung abnimmt und deren Ausfall Auswirkungen auf die nukleare Sicherheit haben kann, erfolgt eine Überwachung, die dokumentiert und regelmäßig aktualisiert wird: Alterungsanalyse für jede einzelne Vorrichtung und zusammenfassende Unterlagen über die Eignung zur Fortsetzung des Betriebs für jeden Reaktor. Diesbezüglich werden im Rahmen der VD4 der Reaktoren von Blayais Inspektionen sowie Prüfungen und Wartungsmaßnahmen an den folgenden Systemen, Strukturen und Komponenten vorgenommen: Bauwerksstrukturen, Leitstand, für nukleare Umfelder zugelassene Kabel, Kabeldurchführungen, mechanische und elektromechanische Vorrichtungen, elektrische Anlagen und Instrumentenausrüstung.

4.4. Nukleare Sicherheit, Reaktor während der endgültigen Stilllegung

Für jede Rückbauphase sind Kernsicherheits-Bezugsunterlagen für die Durchführung der phasenspezifischen Maßnahmen vorhanden.

Solange Brennelemente in der Anlage vorhanden sind, gelten bestimmte nukleare Sicherheitsziele, die in den Kernsicherheits-Bezugsunterlagen für den Betrieb der Anlage beschrieben sind, insbesondere bezüglich des Reaktorbeckens im Brennelementlager:

- Die Überwachung der Reaktivität der verbrauchten Brennelementbündel wird durch Lagergestelle gewährleistet, die die Unterkritikalität der Brennelemente anhand von Einlagen aus neutronenabsorbierenden Substanzen und Borwasser sicherstellen.
- Wenn die Kühlung der Reaktorbecken unterbrochen ist, wird die Ableitung der Restleistung der Brennelemente aufgrund der sehr geringen Restwärmeleistung der Brennelemente und der großen Wassermenge in den Reaktorbecken kurzfristig nicht beeinträchtigt. Obwohl die Wiederherstellung der Kühlung das Hauptziel ist, könnte die Restwärme auch dadurch abgeleitet werden, dass man das Wasser kochen lässt und die Reaktorbecken mit Frischwasser versorgt. Das Einleiten von Frischwasser in das Reaktorbecken kann über verschiedene Systeme des Kraftwerks erfolgen, unter Anderem durch neue Maßnahmen, die nach dem Unfall in Fukushima Daiichi eingeführt und anschließend in die Kernsicherheits-Bezugsunterlagen der 4. periodischen Sicherheitsüberprüfung aufgenommen wurden.

Nach der Beseitigung der Brennelemente beruht die nukleare Sicherheit auf der Begrenzung der Risiken einer Ausbreitung gefährlicher Stoffe und Substanzen (Feststoffe, Flüssigkeiten oder Gase) und der Exposition durch gefährliche Ereignisse (Giftexposition aufgrund der Ausbreitung durch Flüssigkeiten bzw. Luft, Wärmeentwicklung, Überdruck, Ausschleudern von Projektilen, schwache Strahlenexposition).

Die Wahl sollte auf die technischen Möglichkeiten fallen, die das Prinzip der Tiefenabwehr anwenden und jede umfangreiche Ausbreitung radioaktiver Stoffe außerhalb des Standorts verhindern und die Exposition der Bevölkerung begrenzen. Sie werden in der Studie zur Begrenzung der Risiken aufgeführt, die mit den von Art. R. 593-67 des französischen Umweltgesetzbuchs geforderten Rückbauunterlagen vorzulegen sind.



5. BEWERTUNG DER AUSWIRKUNGEN DES BETRIEBS AUF DIE UMWELT

Kernkraftwerk von Blayais, Département Gironde
Copyright Robin Paul – Parker Wayne Philips (PWP)

5.1. Vorgehensweise

Abschnitt 5 beschreibt die Bewertung der Auswirkungen des Betriebs des Kraftwerks von Blayais auf die Umwelt im aktuellen Zustand und für die kommenden 10 Jahre.
Die ersten Unterabschnitte beschreiben die folgenden Punkte:

- Die Methoden, die für die Bewertung der Auswirkungen auf die Umwelt gewählt wurden (§ 5.2);
- Die Unsicherheiten im Zusammenhang mit der Bewertung der Auswirkungen (§ 5.3);
- Die für die Bewertung verwendeten Daten (§ 5.4);
- Der aktuelle Zustand der Umwelt (§ 5.5).

Der Unterabschnitt 5.6 beschreibt die Wechselbeziehungen des Betriebs des Kraftwerks von Blayais mit der Umwelt zum aktuellen Zeitpunkt und für die kommenden 10 Jahre.

Der Unterabschnitt 5.7 beschreibt die Auswirkungen des Betriebs des Kraftwerks von Blayais auf die Umwelt zum aktuellen Zeitpunkt und für die kommenden 10 Jahre. Die Auswirkungen der endgültigen Stilllegung des Kraftwerks sind in Abschnitt 5.7.10 dargelegt.

5.2. Methode zur Bewertung der Auswirkungen

Die Methoden zur Bewertung der Auswirkungen werden nach Bereichen beschrieben und sollen die Folgen des Betriebs des Kraftwerks von Blayais auf die Gesundheit und Umwelt bewerten sowie nachweisen, dass sie akzeptabel sind.

Luft und Klimafaktoren

Die Analyse der Auswirkungen des Betriebs des Kraftwerks von Blayais auf das Klima stützen sich auf die Analyse des Lebenszyklus (ACV – Analyse du cycle de vie) des kWh der Kernenergie für den derzeitig von EDF betriebenen Kraftwerkspark. Sie wurde von EDF gemäß einer Standardmethode durchgeführt und von einer unabhängigen Sachverständigenkommission geprüft. Sie beruht auf der Inventur der Stoff- und Energieflüsse während der verschiedenen Phasen des Produktlebenszyklus, vom Abbau der Rohstoffe bis zum Abfallmanagement.
Die Analyse der Auswirkungen auf die Luftqualität stützt sich auf einen Vergleich der Konzentration der freigesetzten Stoffe mit den im französischen Umweltgesetzbuch festgelegten Luftqualitätsnormen (R. 221-1).

Oberflächengewässer

Die Bewertung der Auswirkungen der Freisetzung von flüssigen chemischen Schadstoffen auf die Qualität der Oberflächengewässer beruht auf:

- Einer rückblickenden Analyse der Auswirkungen vergangener und aktueller Freisetzungen von flüssigen Chemikalien mittels Daten aus der chemischen und gewässerökologischen Überwachung, die oberhalb und unterhalb des Standorts durchgeführt wird;
- Einer quantitativen Bewertung der Auswirkungen der Freisetzung flüssiger Chemikalien für jeden einzelnen Stoff auf der Grundlage des Vergleichs der berechneten Konzentrationen in der Umwelt mit Referenzwerten (Grenzwerte, Leitwerte, ökotoxikologische Daten...).

Böden und Grundwasser

Die Bewertung der Auswirkungen auf die Böden und das Grundwasser beruht auf:

- Der Durchführung einer Bestandsaufnahme der Böden und des Grundwassers des Kraftwerks auf der Grundlage einer Analyse der historischen Daten und der Ergebnisse der Pegelüberwachung des Standorts, vervollständigt durch Messkampagnen;
- Dem Vergleich mit Referenzdaten für die Böden: Daten über die Qualität der umliegenden Böden (außerhalb der Bereiche, die potentiell durch die Anlage beeinflusst werden), Daten aus speziellen Studien oder nationalen Programmen;
- Dem Vergleich mit Wasserqualitätsgrenzwerten für das Grundwasser (Verordnung vom 11. Januar 2007 über Grenzwerte und Referenzen zur Qualität von Rohwasser und Wasser für den menschlichen Verzehr, Verordnung vom 17. Dezember 2008 zur Festlegung der Kriterien für die Bewertung und die Modalitäten für die Bestimmung des Zustand des Grundwassers, OMS-Leitlinien über die Qualität des Trinkwassers von 2017 und Richtlinie 2013/59/EURATOM vom 5. Dezember 2013, die die Grundnormen über den Gesundheitsschutz gegen Risiken aufgrund der Exposition durch ionisierende Strahlungen festlegen).

Radioökologie

Die Bewertung der Auswirkungen der Freisetzung von flüssigen und atmosphärischen radioaktiven Schadstoffen auf die Umwelt beruht auf:

- Einer rückblickenden Analyse der Auswirkungen der bis zum heutigen Datum ausgestoßenen Schadstoffe unter Berücksichtigung der Ergebnisse des ursprünglichen Referenzzustands, der zehnjährlichen Bestandsaufnahmen und der jährlichen Überwachung;
- Einer prospektiven Analyse, die mit dem europäischen ERICA-Tool (Environmental Risks from Ionising Contaminants : Assessment and management) zur Bewertung der radiologischen Risiken für Ökosysteme an Land und im Wasser aufgrund der Freisetzung von radioaktiven Schadstoffen am Standort von Blayais, unter

Berücksichtigung der zulässigen Schadstoffgrenzwerte.

Das Prinzip dieser Bewertung beruht auf einem Vergleich der durch radioaktive Schadstoffe verursachten Dosisrate mit einem auswirkungsfreien Dosisratenwert für jeden einzelnen Referenzorganismus. Dieser Vergleich führt zur Berechnung eines Risiko-Index. Liegt der Risiko-Index unter 1 kann daraus geschlossen werden, dass das Risiko vernachlässigbar ist.

Artenvielfalt

Die Analyse der Auswirkungen des Betriebs des Kraftwerks von Blayais auf die biologische Vielfalt beruht auf:

- Der Untersuchung der Naturgebiete, Lebensräume, Fauna, Flora und ökologischen Funktionen im Bereich der Untersuchungsfläche (Literaturstudien und Untersuchungen vor Ort);
- Der Analyse der Folgen der einzelnen Wechselwirkungen zwischen dem Kraftwerk von Blayais und den Naturgebieten, der Fauna, Flora und den ökologischen Funktionen.

Bevölkerung und deren Gesundheit

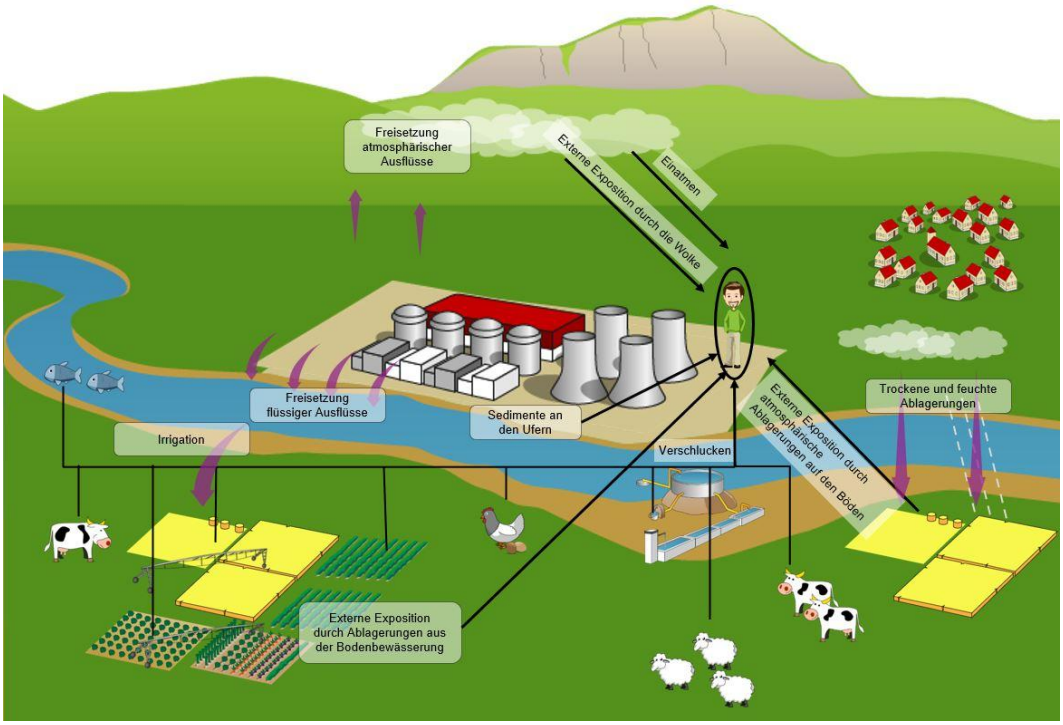
Die dosisbedingten Auswirkungen der Freisetzung radioaktiver Schadstoffe berücksichtigen die interne und externe Exposition durch Freisetzung flüssiger radioaktiver Schadstoffe und durch die Atmosphäre.
Folgende Expositionswege werden berücksichtigt (siehe nachfolgende Abbildung):

- Externe Exposition durch radioaktive atmosphärische Schadstoffe, radioaktive atmosphärische Ablagerungen am Boden, Ablagerungen durch Bodenbewässerung, Ufersedimente;
- Interne Exposition durch Einatmen, Verzehr von Nahrungsmitteln.

Zur Bewertung der dosisbedingten Auswirkungen auf die Bevölkerung durch freigesetzte radioaktive Schadstoffe aus dem Kernkraftwerksbetrieb verfügt EDF über ein Tool, das vom Institut für Strahlenschutz und nukleare Sicherheit (IRNS – Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire) (der heutigen Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection – ASNR) entwickelt wurde.

Die Bewertung umfasst die folgenden Schritte:

- Beschreibung der freigesetzten radioaktiven Schadstoffe;
- Beschreibung der Umwelt im Bereich des Kraftwerks;
- Bewertung der Übertragung der Radionuklide, die in den verschiedenen Umweltstufen bis zum Menschen freigesetzt werden: in der Luft, im Wasserlaufsystem, in der Landwirtschaft (Pflanzen, Tiere, Böden);
- Bewertung der Exposition der benachbarten Bevölkerung;
- Vorlage der Ergebnisse, einschließlich der Vergleiche der von der Referenzperson empfangenen Gesamtwirkdosis mit dem vorgeschriebenen Grenzwert von 1 mSv/Jahr.



Wege der Exposition durch freigesetzte radioaktive Schadstoffe ©EDF

Zur **Bewertung der sanitären Risiken** durch freigesetzte flüssige Chemikalien wird eine an den Methodenleitfaden „Évaluation de l'état des milieux et des risques sanitaires" (Bewertung des Zustands der Umwelt und der Gesundheitsrisiken) des nationalen Instituts für Umwelt und Risiken (Institut national de l'environnement et des risques – INERIS) angelehnte Methode angewandt. Die Bewertung erfolgt in zwei Schritten:

- Die Auslegung des Zustands der Umwelt (IEM – Interprétation de l'état des milieux) auf der Grundlage besonderer Überwachungs- und Messdaten;
- Die prospektive Bewertung der Gesundheitsrisiken (EPRS – Évaluation prospective des risques sanitaires) auf der Grundlage der Modellierung der Schadstofffreisetzungen, die dem Standort von Blayais zuzuordnen sind. Die EPRS besteht aus fünf Schritten:
  - Aufstellung der freigesetzten Stoffe,
  - Bestandsaufnahme der Problematik und der Expositionswege,
  - Ermittlung der Gefahren, Bewertung des Verhältnisses zwischen Dosis und Ergebnis sowie Ermittlung der Indikatoren der Gesundheitsrisiken,
  - Bewertung der Exposition der Bevölkerung,
  - Beschreibung der Risiken.

Aufgrund der geringen Mengen der in die Atmosphäre gelangenden chemischen Schadstoffe, ihrer geringen Dauer, ihres seltenen Auftretens oder dem Fehlen toxikologischer Referenzwerte (VTR – Valeur toxicologique de référence) werden die Gesundheitsrisiken durch freigesetzte Chemikalien in der Atmosphäre qualitativ bewertet.

Die Bewertung der **Lärmbelastung** durch das Kraftwerk von Blayais beruht auf wiederholten Akustikmessungen in der Umwelt im Bereich der Zonen mit reglementiertem Aufkommen und im Grenzbereich des Standorts. Die Methode dieser Messkampagnen entstammt der Norm NF S 31-010 bezüglich der Beschreibung und Messung von Umweltgeräuschen.

- ***Menschliche Aktivitäten***

Die Bewertung der Auswirkungen auf menschliche Aktivitäten erfolgt im Zusammenhang mit den Umweltsachverhalten:

- Auf der Grundlage öffentlicher und bestätigter Daten (z. B. Daten zum Straßenverkehr, zur Bodennutzung, zur Wassernutzung);
- Auf der Grundlage von Bewertungen der Auswirkungen der vom Kraftwerk freigesetzten Schadstoffe auf die Gesundheit.

- ***Abfallmanagement***

Die Auswirkungen der erzeugten Abfälle beruht hauptsächlich auf der Analyse der Maßnahmen, die hinsichtlich der Abfallzonenbestimmung, Beschreibung, Sortierung, Aufbereitung, Verpackung und Überwachung implementiert wurden, sowie auf der Analyse der Erfahrungswerte des Kraftwerks.

Die Berechnung der erzeugten Abfallmengen und die Schätzung der voraussichtlich in den kommenden Jahren zu erzeugenden Abfallmengen beruhen auf Daten aus den vom Kraftwerk erstellten Jahresbilanzen des Abfallmanagements. Diese Bilanzen liefern quantitative und qualitative Daten zu den vom Kraftwerk erzeugten Abfällen, einschließlich der Sektoren, an die die Abfälle weitergeleitet wurden.

5.3. Unsicherheiten im Zusammenhang mit der Bewertung der Auswirkungen

Die im obigen Absatz beschriebenen Methoden zur Bewertung der Auswirkungen entsprechen dem aktuellen Stand der Technik und wurden auf der Grundlage der verfügbaren wissenschaftlichen Ergebnisse erstellt.
Die Fortschritte der Wissenschaft werden schrittweise in die Überwachung der Umwelt und die Entwicklung von Hypothesen und Berechnungs-Tools integriert.

In die Bewertungen der Auswirkungen werden konservative Ansätze aufgenommen. Als wichtigster konservativer Ansatz gilt die Betrachtung der Wechselbeziehungen mit der Umwelt im angemessenen Vergleich mit den tatsächlich beobachteten Wechselwirkungen. Weitere konservative Ansätze werden in die diversen Bewertungen aufgenommen, insbesondere in die Expositionsszenarien. So wird beispielsweise beobachtet, dass die benachbarten Bevölkerungsgruppen nur Trinkwasser aus der nächstgelegenen Quelle verbrauchen, ohne Berücksichtigung der Schadstoffzersetzung.

5.4. Für die Bewertung verwendete Daten

Für die Bewertung der Auswirkungen des Betriebs des Kraftwerks von Blayais werden die folgenden Daten herangezogen:

- Daten zu den Wechselbeziehungen zwischen Kraftwerk und Umwelt, die in Absatz 5.6 dargelegt werden;
- Daten zum aktuellen Zustand der Umwelt, die hauptsächlich aus Umweltstudien des Kraftwerks von Blayais stammen. Diese Daten werden im Absatz 5.5 beschrieben und betreffen:
  - Die Luftqualität;
  - Die Wetterkunde;
  - Die Qualität der Oberflächengewässer;
  - Den Zustand der Böden und Grundwasser;
  - Den radiologischen Zustand der Umwelt;

- Die Artenvielfalt;
- Die Bevölkerung und menschlichen Tätigkeiten.

Das Kraftwerk von Blayais veröffentlicht regelmäßig Daten über die Überwachung seiner Schadstoffe und der Umwelt:

- Die Ergebnisse der Überwachung der Umwelt im Umkreis des Kraftwerks werden an das nationale Netz für die Strahlenmessung in der Umwelt weitergeleitet, das unter der Schirmherrschaft der ASNR entwickelt wurde. Die Daten stehen auf der Webseite des nationalen Netzes für die Strahlenmessung zur Verfügung (https://www.mesure-radioactivite.fr/).
- Das Kraftwerk veröffentlicht jeden Monat auf seiner Webseite die Daten über die Überwachung der Schadstoffe und der Umwelt.
- Außerdem wird auf der Webseite ein Jahresbericht über die Überwachung der Umwelt bereitgestellt.

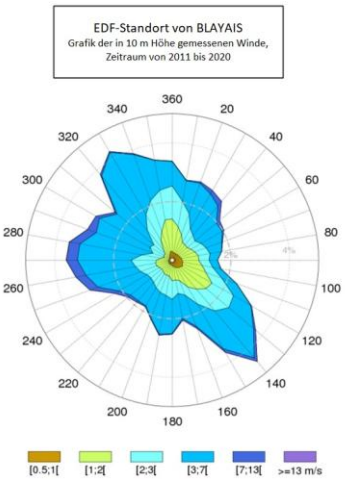
Weitere Informationen stehen im Leitfaden „Kernkraftwerke und Umwelt“ zur Verfügung, der die Wechselwirkungen zwischen den Kernkraftwerken und der Umwelt sowie die dazugehörigen Überwachungsmodalitäten vorstellt.

5.5. Aktueller Zustand Umwelt

5.5.1. Luft und Klimafaktoren

Klima

Die Region im Bereich des Standorts von Blayais liegt im Einflussbereich eines ozeanischen Klimas mit möglichen Frostperioden während des gesamten Winters, wobei sich diese jedoch auf maximal neun pro Monat beschränken. Im Sommer verzeichnet Blayais nicht mehr als insgesamt sieben Hitzetage im Monat.
Im Zeitraum 2011 bis 2020 lag die Jahresdurchschnittstemperatur in Blayais bei ca. 13,6 °C, mit Mindest- bzw. Höchstwerten zwischen -10,1 °C (im Februar) und +39,6 °C (im Juli). Es regnet im Durchschnitt an 181 Tagen im Jahr. Die vorherrschenden Winde wehen aus dem Westen, Nordnordwesten und Südosten.



Grafik der in 10 m Höhe gemessenen Winde, Wetterstation des Standorts von Blayais, Zeitraum von 2011 bis 2020

Luftqualität

Die Qualität der Luft im Bereich des Standorts von Blayais gilt generell als durchschnittlich, hauptsächlich aufgrund des Ozonaufkommens im Sommer und der Rußpartikel im Winter, die durch private Heizungssysteme erzeugt werden. Die Luftqualitätsnormen werden eingehalten.

5.5.2.Oberflächengewässer

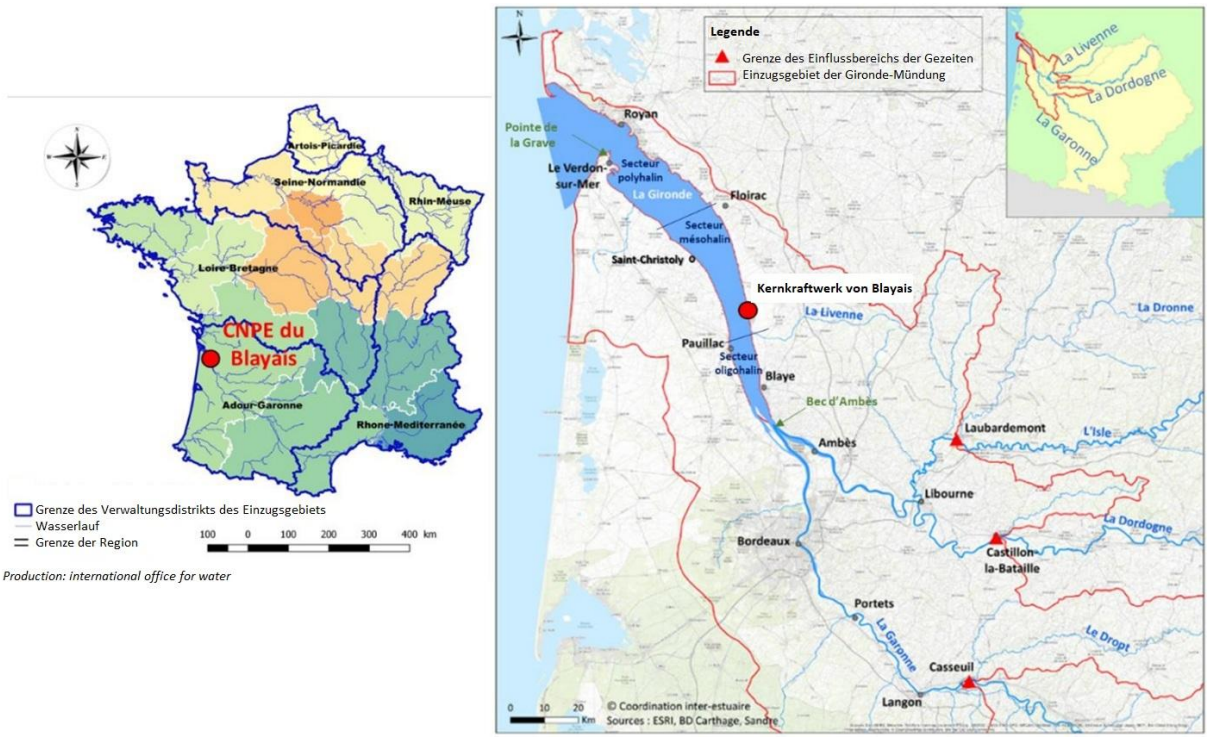
Hydrologie

Das Kraftwerk von Blayais liegt in der Gemeinde von Braud-et-Saint-Louis (Département Gironde) am rechten Ufer der Gironde-Mündung, ca. 47 km nordwestlich von Bordeaux. Die Anlagen liegen am Ufer der größten Flussmündung Frankreichs und Westeuropas, die vom Zusammenfluss der Garonne und der Dordogne gebildet wird. Auf Höhe des Kraftwerks beträgt die Breite der Mündung etwa 4,5 km.

Der Wasserhaushalt der Gironde wird vom Zusammenfluss der Wasser der Garonne und der Dordogne bestimmt. Der allgemeine Wasserhaushalt der Gironde, der aus der Durchmischung der Wasser von Garonne und Dordogne entsteht, zeichnet sich im Süßwasserbereich der Mündung durch starke Hochwasser im Winter und nach der Schneeschmelze in den Pyrenäen manchmal auch im Frühling aus. Diese Frühjahrshochwasser tragen einen Teil der Schlammablagerungen[9] ab. Meistens folgt darauf eine Niedrigwasserperiode im Sommer.

Das Kraftwerk von Blayais liegt im Oberlauf der eigentlichen Mündung im mesosalinen Bereich (Salzhaltigkeit zwischen 5 und 18 ‰). Das Kühlwasser für die Verflüssiger wird aus der Fahrrinne von Saintonge ca. 380 m vom Ufer der Gironde entnommen. Der Süßwasserbedarf des Kraftwerks für die Wasserversorgung der Entsalzungsanlage, das Brauchwasser und das Löschwasser wird durch die Entnahmepunkte in der Isle gedeckt. Die Freisetzung erfolgt in der Mündung mittels zweier Unterwassertunnel mit einer Länge von etwa 2.000 m.

Für den Zeitraum 1995 bis 2019 betragen die jahresübergreifenden Durchflussmengen der Garonne und der Dordogne jeweils 532 m³/s und 307 m³/s. Die durchschnittliche Wassermenge der beiden Zuflüsse erreicht somit 839 m³/s. Von Dezember bis Mai ist die Durchflussmenge höher. Niedrigwasserstände sind im Sommer stärker, insbesondere von Juli bis Oktober.



Einzugsgebiet der Gironde (© OiEau und OFB-Fachleute)

[9] Schlammablagerungen sind in Mündungen häufig und in der Gironde besonders ausgeprägt. In diesem Bereich ist die Wassertrübung durch Schwebstoffe oder MES aufgrund der von den Flüssen mitgerissenen schwebenden Sedimente hoch. Die Ablagerungen bilden sich in dem Bereich, in dem das Süßwasser auf salzhaltiges Meerwasser trifft. Dieser Bereich kann mehrere Dutzend Kilometer lang sein und MES-Konzentrationen von über 1 g/l aufweisen.

Wärmehaushalt

Die Analyse des Wärmehaushalts der Gironde im Umfeld des Kraftwerks von Blayais für den Zeitraum 1993 bis 2020 zeigt deutliche jahreszeitlich bedingte Temperaturschwankungen. Im Sommer liegt die Durchschnittstemperatur bei ca. 24 °C und bei etwa 8 °C im Winter. Im Sommer (von Juni bis September) liegt die Temperatur der Gironde während 15 % der Zeit über 25 °C. Von Juni bis September liegt sie 2 % der Zeit über 27 °C. Die gemessene maximale Tagestemperatur betrug 28,6 °C.

Die Untersuchung der seit den 1993 Jahren beobachteten jahresübergreifenden Schwankungen zeigt eine steigende Tendenz. Während der letzten dreißig Jahre lag die festgestellte durchschnittliche Entwicklung bei ca. + 0,6 °C pro Jahrzehnt, wobei der Temperaturanstieg im Sommer stärker ist.

Physikalisch-chemische und biologische Qualität

Im Kraftwerk von Blayais erfolgen Wasserentnahme und flüssige Freisetzungen in der Oberflächen-Wassermasse „FRFT09“ mit der Bezeichnung „Gironde-Mündung flussabwärts“. Diese Wassermasse bildet die größte Mündung Frankreichs und Westeuropas und entsteht durch den Zusammenfluss zweier Flüsse, der Garonne und der Dordogne.

Nach der vom Ausschuss „Bassin Adour-Garonne“ 2019 freigegebenen Bestandsaufnahme weist die Oberflächenwassermasse „Gironde-Mündung flussabwärts“ flussabwärts des Kraftwerks einen mittelmäßigen **ökologischen Zustand** (Ichthyofauna[10]) und einen schlechten **chemischen Zustand** (Kadmium[11]) mit oder ohne **Ubiquisten** auf. Die Oberflächen-Wassermasse „FRFT31“ mit der Bezeichnung „Flussmündung der Isle“ flussaufwärts des Kraftwerks weist einen guten ökologischen Zustand auf. Der chemische Zustand ist nicht eingestuft.

Die Befunde der chemischen und gewässerökologischen Überwachung in unmittelbarer Nähe des Kraftwerks von Blayais während des Zeitraums 2011-2020 ergeben eine zufriedenstellende Qualität der Gewässer hinsichtlich der physikalisch-chemischen Parameter. Die biologischen Kennzahlen zeigen allgemein deutliche zeitliche Schwankungen, deren Ursachen vielfältig sind. Im Bereich des Einzugsgebiets Garonne/Dordogne und im Studiengebiet weist die hydroökologische Überwachung im Zeitraum 2011-2020 keine Tendenz bezüglich der Vorkommen der Grundel oder des Adlerfischs aus. Bei der Finte wird eine sinkende Tendenz der Vorkommen festgestellt. Die Maifisch- und Aalvorkommen habe sich während dieses Zeitraums stark verringert.

Der ökologische Zustand einer Oberflächengewässermasse im Sinne der Rahmenrichtlinie Wasser (DCE – Directive cadre sur l'eau) wird aus den folgenden gesammelten Kriterien ermittelt: allgemeine physikalisch-chemische Elemente zur Unterstützung der Biologie, spezielle Schadstoffe, Elemente zur Hydromorphologie und Elemente aus der Biologie (biologische Kennzahlen für Makro-Wirbellose, Fische, Makrophyten und Diatomeen).

Der chemische Zustand einer Oberflächengewässermasse wird anhand der Konzentration bestimmter Schadstoffe (Chemikalien) in verschiedenen Matrixen (Wasser, Biota bzw. Sedimente) im Vergleich zu den Umweltqualitätsnormen (NQE – Normes de qualité environnementale) ermittelt.

Die **Ubiquisten** sind persistente, bioakkumulierbare und giftige Stoffe (PBT), die früher oft durch menschliche Aktivitäten in die Umwelt gelangten (Brandhemmer, Pflanzenschutzmittel...) und in den Gewässern weiterhin in Konzentrationen auftreten, die oft weit über den Werten der Umweltqualitätsnormen liegen. Daher beeinträchtigen sie regelmäßig den Zustand der Wassermassen und verdecken die Fortschritte, die anderweitig verzeichnet werden. Daher erlaubt die Richtlinie 2013/39/EU den Mitgliedstaaten, die Auswirkungen auf den chemischen Zustand der ubiquitären Stoffe getrennt darzulegen, um nicht die Verbesserung der Wasserqualität zu verbergen, die für die anderen Stoffe erreicht wurden.

[10] Fische.
[11] Stoff, der nicht vom Kraftwerk von Blayais freigesetzt wird.

Hydromorphologie und Feststoffverlagerungen

Vom geologischen Standpunkt aus ist die Gironde-Mündung ein teilweise vom Meer überschwemmtes Talsegment, das während der Eiszeiten entstanden ist. Der Boden der Mündung besteht aus Sedimenten aus aufeinander folgenden Schichten aus Flusskies, Sanden und Schlamm, deren Dicke zwischen 10 m im Oberlauf und 45 m an der Mündung beträgt.
Die angeschwemmten Sedimente entstammen hauptsächlich der Garonne und der Dordogne und werden vorrangig während der Hochwasser abgelagert. Die in die Mündung eingeleiteten Sedimente unterliegen den gegenteiligen Einflüssen der Gezeiten und der Flüsse. Sie bilden den sogenannten „Schlammstopfen“, eine ausgedehnte Sedimentablagerung, deren Lage sich je nach den Wasserhaushaltsbedingungen ändert. Im Winter können die Steigfluten den Abfluss in der Mündung stören und zur Ablagerung von „Sar“ führen, die aus Pflanzenresten und Schlamm bestehen und die Filtertrommeln des Kraftwerks von Blayais zusetzen.

5.5.3.Böden und Grundwasser

Geologie

Der Boden, auf dem das Kernkraftwerk von Blayais errichtet wurde, besteht aus Schwemmbodenschichten aus dem Quaternär, aus Kalkmergelschichten, Sanden und Lehmen aus dem Eozän und Kalkstein aus der oberen Kreidezeit. Die Gesamtstärke der Schwemmbodenschichten liegt zwischen 15 und 25 m.
Zur Errichtung des Kraftwerks wurde die Plattform durch Aufschüttungen in einer Stärke von etwa 2 m erstellt. Der vorhandene Schlamm wurde anhand zweier Trockenaushübe komplett durch Sand ersetzt. Dazu wurden Spundwände mit einer durchschnittlichen Gesamthöhe von 31 m errichtet (Verankerung in der Kalkmergelschicht aus dem Eozän). Anschließend wurden die tiefen Aushübe trockengelegt. Das Grundwasser wurde mittels Druckausgleichsbohrungen abgepumpt.

Hydrogeologie

Die Schalwände bilden eine Barriere gegen das Abfließen des Wassers. Die betreffenden Grundwasserläufe wurden in zwei Kategorien unterteilt (Grundwasser außerhalb der Schalwände und Grundwasser innerhalb der Schalwände).

Im Bereich des Kraftwerks von Blayais werden fünf grundwasserführende Schichten unterschieden:

- Die wasserführende Schicht der Aufschüttungen;
- Die wasserführende Schicht der Kiessande aus dem Quaternär;
- Die wasserführende oberste Schicht aus dem Eozän;
- Die wasserführende Sandschicht aus dem Eozän;
- Die wasserführende Sandschicht aus der oberen Kreidezeit.

Die unteren Grundwasserschichten sind weitgehend voneinander getrennt. Dennoch sind sie wahrscheinlich miteinander verbunden und der Austausch erfolgt sehr langsam über sehr lange Zeiträume hinweg. Sie werden von dem natürlichen Boden aus mehr oder weniger großer Entfernung vom Kraftwerk gespeist.
Die Grundwassermasse der Stufe 1 unter dem Kraftwerk entspricht der obersten wasserführenden Schicht. Nach der Bestandsaufnahme von 2019, die auf den Daten von 2012-2017 beruht und zur Erstellung des Leitfadens Wasserordnung und -haushalt (SDAGE – Schéma directeur d’aménagement et de gestion des eaux) Adour-Garonne (2022-2027) gedient hat:

- weist diese Wassermasse einen guten qualitativen Zustand (chemischer Zustand der Wassermasse, Nitratparameter, Pflanzenschutzmittelparameter) auf;
- weist diese Wassermasse einen guten quantitativen Zustand auf.

Die Wassermasse der Stufe 3 unter dem Kraftwerk ist diejenige, aus der das Kraftwerk Wasser entnimmt. Nach der Bestandsaufnahme von 2019, die auf den Daten von 2012-2017 beruht und zur Erstellung des SDAGE Adour-Garonne (2022-2027) gedient hat:

- wies diese Wassermasse einen guten qualitativen Zustand (chemischer Zustand der Wassermasse, Nitratparameter, Pflanzenschutzmittelparameter) auf;
- wies diese Wassermasse einen mittelmäßigen quantitativen Zustand auf.

Zustand der Böden

Vor dem Bau des Kraftwerks in den 1970er Jahren wurde keine Ausgangsbestandsaufnahme der umwelttechnischen Qualität der Böden vorgenommen. Die geochemischen Hintergrundwerte unter dem Kraftwerk wurden jedoch aus den nationalen Datenbanken ermittelt. Besonders für metallische Spurenelemente stellt das Netz zur Messung der Bodenqualität (RMQS – Réseau de mesures de la qualité des sols) lokale Hintergrundwerte zur Verfügung. Hinsichtlich der Radionuklide wird jedes Jahr eine radioökologische Überwachung der Umwelt durchgeführt, einschließlich Probenentnahmen aus den oberen Bodenschichten im Umfeld des Kraftwerks. Ohne Einfluss des Kraftwerks auf die Böden der Umgebung entsprechen die Ergebnisse dieser Überwachung dem lokalen radiologischen Rauschen.

5.5.4. Radioökologie

In der Nähe des Kraftwerks von Blayais wurde die Umwelt radiologischen Untersuchungen unterzogen, um einerseits die wichtigsten Radionuklide zu ermitteln, die in den verschiedenen Matrizen an Land und in den Gewässern vor dem Betrieb des Kraftwerks vorhanden waren, und andererseits langfristig zu bewerten, in welchem Maße die vom Standort freigesetzten Schadstoffe im Verhältnis zu den anderen ermittelten Quellen zur Einbringung der Radioaktivität in die Umwelt beitragen.

Ursprung der in der Umwelt vorhandenen Radioaktivität

Zur Auswertung der Radioaktivitätsmessungen sind die natürlich in der Umwelt erzeugten Radionuklide (kosmischen und tellurischen Ursprungs) von den künstlich bei Kernspaltungs- oder -aktivierungsreaktionen erzeugten (atmosphärische Nuklearversuche, Reaktorunfälle, Freisetzung radioaktiver Schadstoffe aus Industrie und Krankenhäusern) zu unterscheiden.

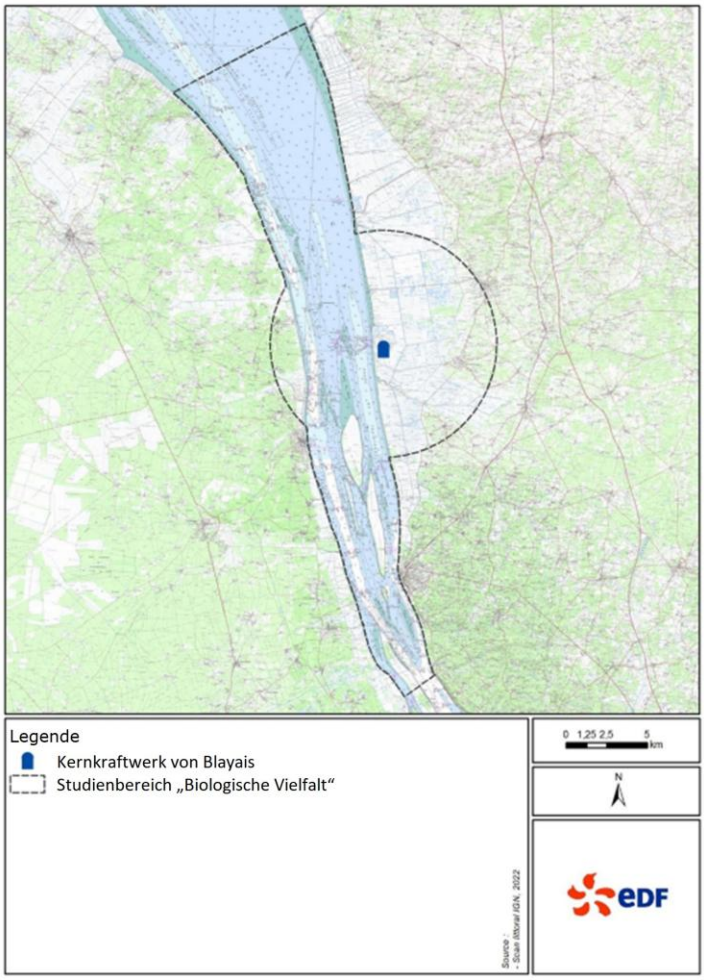
Radiologischer Zustand der Umwelt

Die Analyse der Ergebnisse der durch den Betreiber im Umfeld des Kraftwerks von Blayais im Zeitraum 2011-2020 durchgeführten radioökologischen Studien belegt, dass die radioaktive Komponente hauptsächlich natürlichen Ursprungs ist. Hinzu kommt ein vom Menschen verursachter Anteil aus atmosphärischen Niederschlägen als Folge von Kernkraftversuchen in der Atmosphäre, der Unfälle von Tschernobyl und, in geringerem Maße, von Fukushima-Daiichi, sowie der Freisetzungen genehmigter radioaktiver atmosphärischer und flüssiger Ausflüsse des Kraftwerks von Blayais und des flussaufwärts an der Garonne gelegenen Kraftwerks von Golfech.

5.5.5.Artenvielfalt

Die Analyse der ökologischen Sachverhalte im Umfeld des Kraftwerks von Blayais wurde wie folgt durchgeführt:

- Zuerst wurden die beachtenswerte Naturgebiete und ökologischen Funktionen in einem ellipsenförmigen Umkreis von 45 km Länge und 30 km Breite beschrieben, in dessen Mitte sich das Kraftwerk befindet;
- Anschließend wurde eine zweite Studie hinsichtlich der Auswirkungen auf ein beschränkteres Studiengebiet vorgenommen, das aus den sich überlagernden potentiellen Einflussbereichen der diversen Wechselbeziehungen des Kraftwerks von Blayais mit den Land- und Wasserlebensräumen besteht. Es entspricht einem Kreis mit einem Radius von 7 km für die Landlebensräume sowie einem Teil der Gironde-Mündung, das sich über etwa 20 km aufwärts und abwärts vom Standort über die Wasserlebensräume erstreckt.



Studiengebiet, das für die Analyse der Sachverhalte um das Kraftwerk von Blayais berücksichtigt wird

Beachtenswerte Naturgebiete

Folgende beachtenswerte Naturgebiete wurden im Studiengebiet um das Kraftwerk von Blayais erfasst:

- Acht Standorte „Natura 2000“;
- Fünfunddreißig Naturgebiete mit besonderer Bedeutung bezüglich der Umwelt, Fauna und Flora (ZNIEFF), darunter 26 vom Typ I und 9 vom Typ II;
- Ein Parc naturel marin (PNM);
- Ein Parc naturel regional (PNR);
- Eine Verordnung für den Schutz von Biotopen (APB – Arrêtés préfectoraux de protection de biotope);
- Zwei Standorte des Conservatoire des espaces naturels (CEN);
- Fünf Standorte des Conservation du littoral;
- Drei schützenswerte Naturgebiete (ENS – Espace naturel sensible);
- Ein Jagdsperrgebiet zum Schutz der Wildtiere (hauptsächlich Zugvögel) (RCFS – Réserve de chasse et de faune sauvage).

Die sogenannten **Naturgebiete mit besonderer Bedeutung bezüglich der Umwelt, Fauna und Flora (ZNIEFF – Zones naturelles d’intérêt écologique, faunistique et floristique)**, entsprechen Bereichen der Region, die aufgrund einer schützenswerten Artenvielfalt eine besondere Bedeutung für die Umwelt aufweisen. Sie sind ein Wissens-Tool hinsichtlich der Naturgebiete.

Natürliche Lebensräume

Im Studiengebiet um das Kraftwerk wurden 16 Biotope erfasst, die vier großen Komplexen angehören: vom Menschen veränderte und umgestaltete Siedlungsräume, Wasserlebensräume und Feuchtgebiete (stehende Gewässer, Teiche und Flüsse), offene Lebensräume (Trockenrasen, Wiesen) und Wälder. Auch wenn das Studiengebiet hauptsächlich aus landwirtschaftlich genutzten Flächen besteht, zeichnet es sich doch durch die Besonderheit und Schutzwürdigkeit bestimmter Biotope aus, insbesondere bei den sehr vielfältigen Wasserlebensräumen und Feuchtgebieten (Schilfröhrichte, Salzwiesen, Feuchtwiesen, stehende Gewässer, Wasserläufe und Feuchtwälder).

Pflanzenwelt

Im Studiengebiet gelten 203 Arten als beachtenswert, von denen 59 zu den geschützten Arten gehören. Neunundfünfzig als Invasiv betrachtete Arten wurden im Studiengebiet festgestellt (z. B. *Acer negundo* und *Baccaris halimifolia*).

Aufgrund der großen Vielfalt der vorhandenen Pflanzenarten im Studiengebiet gelten die florabezogenen Herausforderungen als hoch. Hier sind sehr viele bemerkenswerte Arten angesiedelt, insbesondere solche mit einem sehr schlechten Erhaltungszustand im Bereich der früheren Region Aquitaine.





Links: Acer negundo (© P. GOURDAIN, inpn.mnhn.fr), rechts: Baccharis halimifolia (© P. Rouveyrol, inpn.mnhn.fr).

Tierwelt

Die meisten der festgestellten Tierarten sind häufig vertreten und Teil der üblichen biologischen Vielfalt. Die Bestandsaufnahme hat jedoch eine sehr große Artenvielfalt nachgewiesen, die sich durch viele Arten auszeichnet, die als „bemerkenswert“ (geschützt oder schützenswert) eingestuft sind, jedoch auch einige invasive Arten umfasst:

- 75 Arten benthische Makrowirbellose;
- 283 Arten Landwirbellose, darunter 34 bemerkenswerte Arten;
- 46 Fischarten, darunter 16 bemerkenswerte und 3 invasive Arten (Katzenwels, Koboldkärpfling und gemeiner Sonnenbarsch);
- 12 Amphibienarten, die als bemerkenswert gelten, und 1 invasive Art (Ochsenfrosch);
- 8 Reptilienarten, von denen 7 als bemerkenswert gelten, und 1 invasive Art (Rotwangenschildkröte);
- 52 Säugetierarten, darunter 31 bemerkenswerte und 4 invasive Arten (Nutria, Bisamratte, europäischer Damhirsch und Waschbär);
- 243 Vogelarten, von denen 221 als bemerkenswert und 3 als invasiv gelten (Nilgans, Halsbandsittich und Pharaonenibis).

Diese Befunde zeigen, dass im Studiengebiet viele Arten leben, die aufgrund ihres geschützten und/oder schützenswerten Status als bemerkenswert gelten.

Ökologische Funktionen

Nach dem regionalen Flächennutzungsplan zur nachhaltigen Entwicklung und Gleichberechtigung der Gebiete (SRADDET – Schéma régional d'aménagement, de développement durable et d'égalite des territoires) der Region Nouvelle-Aquitaine, ist das wichtigste **Artenvielfalt-Reservoir** im Studiengebiet die Gironde-Mündung mit den dazugehörigen Sumpfgebieten von Blayais am rechten Ufer. Im Westen der Gironde liegt ein weiteres wichtiges großes Artenvielfalt-Reservoir am westlichen Rand des Studiengebiets: Der Forst von Médoc, der sich in westlicher Richtung bis zum See von Hourtin erstreckt. Außerdem wurden mehrere kleinere **grüne Korridore** erfasst, die quer zur Mündung verlaufen.

Artenvielfalt-Reservate sind Gebiete, in denen die Artenvielfalt am höchsten und vielfältigsten ist und in denen Arten ihren ganzen oder einen Teil Ihres Lebenszyklus verbringen. Sie schützen Populationsvorkommen, aus denen heraus sich einzelne Tiere und Pflanzen ausbreiten können, oder eignen sich für die Ansiedlung neuer Artenpopulationen.
Grüne Korridore gewährleisten die Verbindung zwischen den Artenvielfalt-Reservaten und bieten den Arten günstige Bedingungen für ihre Wanderungen und ihren Lebenszyklus.

Das Studiengebiet umfasst auch viele Bauwerke, die die Wanderungen bestimmter Arten behindern können (insbesondere Straßen) und dadurch die ökologische Permeabilität des Gebiets verringern.

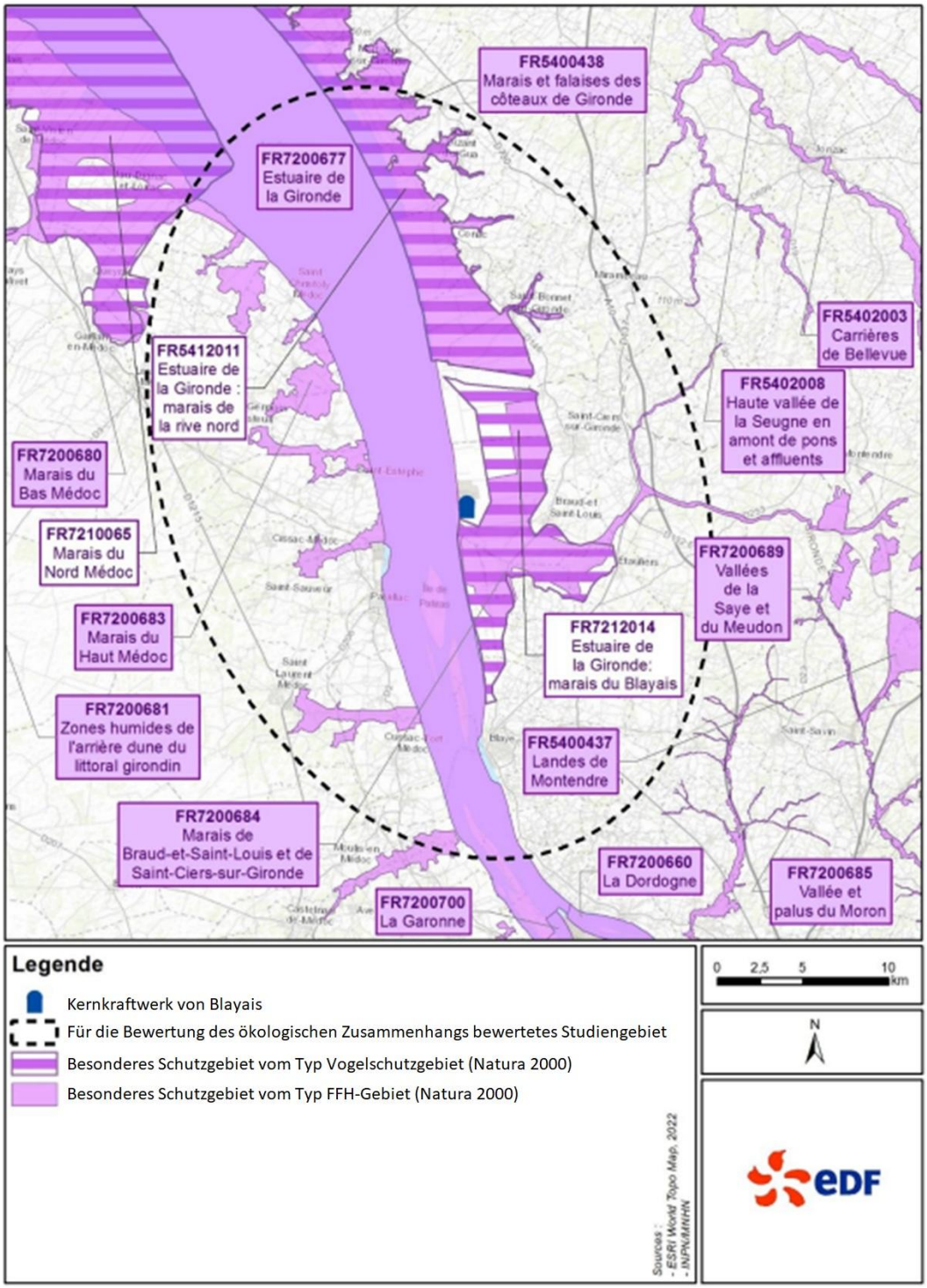
Natura 2000-Standorte

Im ellipsenförmigen Umkreis des ökologischen Netzwerks um das Kraftwerk von Blayais (45 km Länge und 30 km Breite) befinden sich acht **Natura 2000**-Standorte. Es handelt sich um die folgenden drei **besonderen Schutzgebiete vom Typ Europäisches Vogelschutzgebiet (ZPS – Zone de protection spéciale)** und fünf **besondere Schutzgebiete vom Typ FFH-Gebiet (ZSC – Zone spéciale de conservation)**:

- Das Schutzgebiet ZPS FR5412011 Mündung der Gironde : Sumpfgebiete am Nordufer;
- Das Schutzgebiet ZPS FR7212014 Mündung der Gironde: Sumpfgebiete des Blayais;
- Das Schutzgebiet ZSC FR5400438 Sumpfgebiete und Klippen der Hänge der Gironde;
- Das Schutzgebiet ZSC FR7200677 Mündung der Gironde;
- Das Schutzgebiet ZSC FR7200680 Sumpfgebiete des Haut Médoc;
- Das Schutzgebiet ZSC FR7200684 Sumpfgebiete von Braud-et-Saint-Louis und Saint-Ciers-sur-Gironde.

Natura 2000 ist ein europäisches Umweltschutznetzwerk aus naturnahen Standorten, die sich durch die Seltenheit oder Empfindlichkeit der Wildtier- oder Wildpflanzenarten und deren Lebensräumen auszeichnen.
Das Netzwerk besteht aus:

- Besonderen Schutzgebieten vom Typ Europäisches Vogelschutzgebiet (ZPS), die zum Schutz von Wildvogelarten eingerichtet wurden;
- Besonderen Schutzgebieten vom Typ FFH-Gebiet (ZSC) zum Schutz der naturnahen Gebiete und der schützenswerten Fauna und Flora.



Die im Umkreis des ökologischen Netzwerks um das Kraftwerk von Blayais erfassten „Natura 2000“-Gebiete

5.5.6. Bevölkerung und deren Gesundheit

Bevölkerung

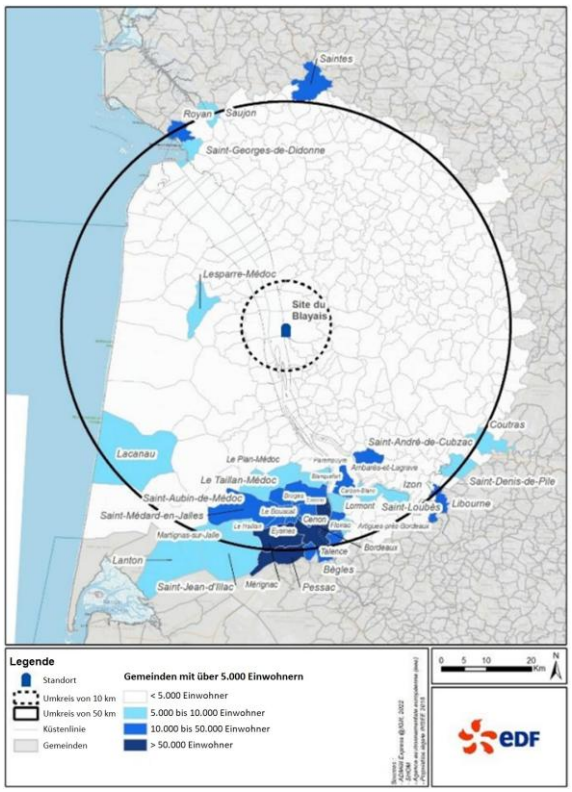
Die Erweiterung des Studienkreises auf 50 km soll die Verteilung der Bevölkerung im Umfeld des Kraftwerks von Blayais beschreiben, wohingegen der lokale Studienumkreis von 10 km der Ermittlung von bedeutsamen Bevölkerungsgruppen dient

In einem Umkreis von 50 km beträgt die durchschnittliche Bevölkerungsdichte 163 Einwohner/km², in einem Umkreis von 10 km jedoch 64 Einwohner/km². Somit ist die durchschnittliche Bevölkerungsdichte in einem Umkreis von 50 km um das Kraftwerk größer als der französische Durchschnittswert (119 Einwohner/km², Stand 2018 – mit Ausnahme der Überseegebiete), während sie in einem Umkreis von 10 km um das Kraftwerk unter diesem Wert liegt.

Die wichtigsten Gemeinden in einem Umkreis von 50 km sind: Bordeaux (257.068 Einwohner), Mérignac (70.813 Einwohner) und Pessac (64.374 Einwohner). Im Umkreis von 10 km um das Kraftwerk zählt keine einzige Gemeinde mehr als 5.000 Einwohner.

Die dem Kraftwerk am nächsten liegenden Einrichtungen für gefährdete Bevölkerungsgruppen sind ein Kindergarten und eine Grundschule sowie ein Altenheim, die sich in einer Entfernung von ca. 4 km vom Kraftwerk in der Gemeinde Braud-et-Saint-Louis befinden.

Die nächstgelegenen Wohnstätten liegen in einer Entfernung von weniger als einem Kilometer im Nordwesten des Standorts in der Gemeinde Braud-et-Saint-Louis.



Gemeinden mit über 5.000 Einwohnern in einem Umkreis von 50 km um das Kraftwerk von Blayais, Stand 2018

Lärm- und Lichtbelastung

2021 wurde am Kraftwerk von Blayais eine Akustikmesskampagne durchgeführt.
Die Lichtbelastung im Umkreis des Kraftwerks wird vor allem durch die Beleuchtung der benachbarten Industrieanlagen sowie die Straßenbeleuchtung der umliegenden Gemeinden verursacht.

5.5.7. Menschliche Aktivitäten

Flächennutzung

Im Umkreis von 10 km um das Kraftwerk von Blayais nimmt die Mündung etwa 26,5 % der Fläche des Studiengebiets in Anspruch. Die nachfolgend aufgeführten Flächen schließen die Mündung aus.

Im Umkreis von 10 km um das Kraftwerk von Blayais (unter Ausschluss der Mündung) werden die Flächen hauptsächlich für den Weinanbau genutzt (27 % des Studiengebiets). Die zweitwichtigste Nutzungsart sind Weideflächen (22 % des Studiengebiets) und die drittwichtigste ist unbewässertes Ackerland (20 % des Studiengebiets).

Insgesamt werden ca. 82 % der Flächen des Studiengebiets landwirtschaftlich genutzt. Feuchtgebiete entsprechen in etwa 8 % des Studiengebiets. Wälder und vom Menschen gestaltete Flächen bedecken zu gleichen Teilen ca. 5 % des Studiengebiets. Nur ein sehr geringer Anteil des Studiengebiets (weniger als 1 %) wird von Wasserflächen eingenommen.

Landschaft und Kulturerbe

Zehn Landschaftstypen dominieren in einem Umkreis von 10 km um den Standort von Blayais:

- Die Mündung und ihre Inseln verlaufen entlang der Schwemmlandterrassen des Médoc am linken Ufer und der Sumpfgebiete von Braud-et-Saint-Louis am rechten Ufer. Die Ufer bestehen aus Sumpfgebieten und wasserableitenden Kiesterrassen, die bestens für den Weinanbau geeignet sind.
- Der Médoc von Pauillac beansprucht 15 km des linken Ufers der Gironde-Mündung. Dieser Landschaftstyp besteht aus einem schmalen sumpfigen Uferstreifen und Hanglagen, die dem Weinbau gewidmet sind.
- Der Médoc von Saint-Christoly besteht hauptsächlich aus Weinbergen, die weite Flächen des meist flachen Reliefs bedecken.
- Das Sumpfgebiet von Braud-et-Saint-Louis zeichnet sich durch steile Kalkhänge aus, die nach Osten hin sanfter werden und sich vom Fluss zurückziehen, und den Sumpfgebieten viel Raum lassen.
- Die Weinberge des Charente-Teils der Gironde-Mündung sind die ersten Anzeichen der Hanglagen der Charente. Dieser Landschaftstyp umfasst Weinberge, Wälder und landwirtschaftlich genutzte Flächen;
- Die Ränder der Double Saintongeaise weisen vielfältige Landschaften auf, unter anderem den Forst der Double Saintongeaise, Waldränder, Hügel und eine vielseitige landwirtschaftliche Nutzung;
- Das Blayais besteht aus runden Hügelkuppen und weiten Weinbergflächen. Kleine bewaldete oder landwirtschaftlich genutzte Täler unterbrechen die einheitliche Landschaft.
- In ihrem oberen Bereich im Département Charente-Maritime entspricht die Gironde der Mündung der Gironde und deren Ufern.
- Die Sumpfgebiete der Gironde sind ein weites Feuchtgebiet aus trockengelegten und bestellten Sumpfstreifen, beweideten Salzwiesen, Jagdparzellen und Schilfröhrichten.
- Die Hanglagen der Gironde bestehen aus bestellten Terrassen, Weinbergen und keinen Dörfern.

Im Umkreis von 10 km um das Kraftwerk liegen mehrere historische Sehenswürdigkeiten. Die nächstgelegenen historischen Sehenswürdigkeiten sind:

- Die Kirche Saint-Estèphe in der Gemeine Saint-Estèphe, ca. 6 km westlich des Kraftwerks.
- Das Schloss Lafite-Rothschild in der Gemeine Paulliac, ca. 7 km südwestlich des Kraftwerks;
- Das Schloss von Beyzac in der Gemeine Vertheuil, ca. 9 km westlich des Kraftwerks;
- Die Kirche der Gemeine Saint-Palais, ca. 10 km nordöstlich des Kraftwerks.

Im Studienumkreis von 10 km um das Kraftwerk ist kein geschützter oder archäologischer Standort vorhanden.

Wassernutzung

Das in den im Umkreis von 10 km um das Kraftwerk von Blayais gelegenen Gemeinden entnommene Wasser dient drei Nutzungszwecken:

- Trinkwasser: der vom Kraftwerk aus am nächsten gelegene unterirdische Entnahmepunkt liegt ca. 6 km westlich des Kraftwerks in der Gemeinde Saint-Estèphe;
- Bewässerungswasser: der vom Kraftwerk aus am nächsten gelegene unterirdische Entnahmepunkt liegt ca. 1 km östlich des Kraftwerks in der Gemeinde Braud-et-Saint-Louis;
- Brauchwasser: der vom Kraftwerk aus am nächsten gelegene Entnahmepunkt liegt ca. 5 km westlich des Kraftwerks in der Gemeinde Saint-Estèphe;

Infrastrukturen und Kommunikationswege

Die wichtigsten Verkehrswege in einem Umkreis von 10 km um das Kraftwerk von Blayais sind:///

- Mehrere Kreisstraßen: die Kreisstraße RD137, die ca. 9 km östlich des Kraftwerks verläuft, und die Kreisstraße RD206, die etwa 8 km südwestlich liegt.
- Eine Eisenbahnstrecke, die Bordeaux mit der Gemeinde Le Verdon-sur-Mer verbindet. Sie führt unter

anderem über den Güterbahnhof von Pauillac, der ca. 6 km südwestlich des Kraftwerks liegt, und den Personenverkehrsbahnhof von Pauillac ca. 7 km südwestlich des Kraftwerks.

- Im lokalen Umkreis von 10 km um das Kraftwerk von Blayais sind im Studiengebiet keine beschiffbaren reinen Flusswasserstaßen vorhanden. In der Gironde-Mündung ist der Schiffsverkehr gemischt und besteht sowohl aus Flussschiffen als auch aus seegängigen Schiffen. Daher sind in der Mündung mehrere Yachthäfen vorhanden, unter anderem der von Pauillac, der etwa 7 km südwestlich des Kraftwerks liegt.

Industrieumfeld

In einem Umkreis von 10 km um den Standort von Blayais herum wurden acht umweltschutzkritische Anlagen (ICPE – Installations classées pour la protection de l'environnement) ermittelt (4 genehmigungspflichtige und 4 registrierungspflichtige), sowie eine, die der oberen **SEVESO**-Stufe entspricht. Dies ist das Unternehmen CIE COMMERCIALE MANUTENTION PÉTROLIÈRE, das ca. 5 km südwestlich vom Kraftwerk von Blayais eine ungekühlte Zwischenlager- und Lageranlage in der Gemeinde Pauillac betreibt.

Seit 2015 fordert die Seveso 3-Richtlinie 2012/18/EU vom 4. Juli 2012 von den Mitgliedstaaten der Europäischen Union die Kennzeichnung sogenannter „**SEVESO**-Industriestandorte" mit Gefahrenpotenzial für schwere Unfälle sowie die Einrichtung umfassender Vorbeugungsmaßnahmen zu ihrem Schutz.

Freizeitanlagen und -aktivitäten

Um das Kraftwerk von Blayais herum sind die Jagd und die Fischerei zugelassen. Unterseefischen ist in der Gironde-Mündung untersagt. Außerdem legt die permanente Vorschriftenverordnung (ARP – Arrêté règlementaire permanent) im Abstrom des Kraftwerks Angelsperrgebiete fest, von denen das nächstgelegene 50 m oberhalb der Schleuse von Duchatel liegt, etwa 6 km nördlich des Kraftwerks.
Im Umkreis von 10 km um das Kraftwerk ist kein einziger Badebereich vorhanden.
Die Region Nouvelle-Aquitaine hat viele Freizeitaktivitäten zu bieten, unter anderem viele Wassersportarten, Gebirgstourismus, Angeln, Urgeschichte, Wandern und Weinkunde. Der nächstgelegene Freizeitstandort ist der Zoo „Terre des Oiseaux" etwa 2 km nördlich vom Kraftwerk.

Sonstige Nutzungen

Da das vom Wasser geprägte Umfeld des Kraftwerks von Blayais eine Flussmündung ist, sind hier sowohl die Seefischerei als auch die Flussfischerei zugelassen.
Im Umkreis von 10 km um das Kraftwerk ist jedoch keine Aquakultur ansässig.

Energieverbrauch

Der jährliche Energieverbrauch des Standorts für 2021 betrug ca. 98 GWh, d. h. ungefähr 0,4 % des jährlich vom Kraftwerk von Blayais erzeugten Stroms. Die jährliche Stromerzeugung des Kraftwerks von Blayais hat 2021 seinen eigenen Energieverbrauch sowie etwa 64 % des Strombedarfs der Region Nouvelle-Aquitaine gedeckt.

5.6. Wechselbeziehungen des Kraftwerks von Blayais mit der Umwelt

Dieser Unterabschnitt 5.6 beschreibt die Wechselbeziehungen des Betriebs des Kraftwerks von Blayais mit der Umwelt zum aktuellen Zeitpunkt und für die kommenden 10 Jahre. Diese Wechselbeziehungen werden in der nachfolgenden Abbildung grafisch dargestellt.

Der Ausgangspunkt dieser Wechselbeziehungen und ihre Eigenschaften werden in den Unterabschnitten 5.6.1 bis 5.6.9 beschrieben.

Der Unterabschnitt 5.6.10 erläutert die Entwicklung dieser Wechselbeziehungen in den kommenden 10 Jahren.



5.6.1. Wasserentnahme und -verbrauch

Wasser ist unerlässlich für den Betrieb eines Kraftwerks. Die Wasserentnahme erfolgt, um die Kühlung der Verflüssiger sicherzustellen und die verschiedenen, für den Betrieb des Kraftwerks erforderlichen Leitungssysteme mit Wasser zu versorgen.
Der jeweilige Wasserbedarf des Kraftwerks von Blayais wird aus vier Versorgungsquellen gedeckt:

- Die Entnahmen aus der Gironde-Mündung dienen der Kühlung der Verflüssiger, der Zwischenkühlung der Hilfsnuklearanlagen, dem Absammeln der Wasserorganismen und dem Waschen der Filtertrommeln, der Erzeugung von gekühltem Wasser und Warmwasser für die Versorgung der Bürogebäude und Nebengebäude;
- Die Entnahmen aus der Isle, einem Nebenfluss der Dordogne, dienen der Versorgung der Entsalzungsstation und der Brauchwassererzeugung;
- Die Entnahmen aus dem Tiefengrundwasser dienen der Versorgung der Entsalzungsstation (falls die Wasserversorgung aus der Isle zeitweilig ausfallen sollte) und dem Bedarf der letzten Wasserversorgung;
- Das als Brauchwasser verwendete Trinkwasser stammt aus dem öffentlichen Trinkwassernetz der SAUR.

Mit Ausnahme des Trinkwassers sind alle vom Kraftwerk vorgenommenen Wasserentnahmen genehmigungspflichtig. Das aus der Gironde-Mündung entnommene Wasser wird vollumfänglich in die Umwelt zurückgeleitet.

Die Grenzwerte für die Wasserentnahme werden durch Vorschriften der ASNR festgelegt. Diese Grenzwerte sind Höchstwerte, die nicht überschritten werden dürfen und auch im Falle einiger Betriebsstörungen den normalen Betrieb des Kraftwerks gewährleisten sollen, ohne dabei den Umweltschutz zu beeinträchtigen.

Die tatsächlich vorgenommenen Entnahmen liegen unter den vorgeschriebenen Grenzwerten[12] (Verordnung vom 18. September 2003[13]).

Die folgende Tabelle zeigt die Grenzwerte der Wasserentnahme sowie die Entnahmebilanz über zehn Jahre.
Für die kommenden zehn Jahre ist keine Änderung der Wasserentnahmen geplant.

Entnahmequelle	Nutzung	Jahresvolumen	
		Vorgeschriebener Grenzwert (Jahresentnahmemenge)	Durchschnittliche Jahresentnahmemenge 2012 – 2021[14]
Mündung der Gironde	Kühlwasser, Rohwasser für den Industriebedarf	5.525.000.000 m³*	4.811.910.000 m³
Isle	Brauchwasser und vollentsalztes Wasser	1.200.000 m³	716.000 m³
Grundwasserschicht der oberen Kreidezeit	Letzte Wasserversorgung	100.000 m³	9.113 m³

** Der in dieser Tabelle aufgeführte vorgeschriebene Grenzwert für die Wasserentnahme aus der Mündung der Gironde stammt aus dem Beschluss Nr. 2023-DC-0755[15] (die Verordnung vom 18. September 2003 nennt keinen Grenzwert für die Wasserentnahme aus der Mündung).*

Vorgeschriebene Grenzwerte und Wasserentnahmebilanz am Standort von Blayais

5.6.2. Freisetzung flüssiger und gasförmiger radioaktiver Schadstoffe

Im Kernreaktor bilden sich radioaktive Stoffe (Radionuklide), von denen ein winziger Bruchteil in die Ausflüsse gerät. Diese Ausflüsse werden vor ihrer Freisetzung in flüssigem oder gasförmigem Zustand aufbereitet und/oder zwischengelagert.

Die Freisetzung flüssiger radioaktiver Schadstoffe des Kraftwerks von Blayais erfolgen über die Hauptsammler in die Gironde.

Freisetzungen atmosphärischer radioaktiver Ausflüsse erfolgen über die beiden Schornsteine des Hilfsnuklearanlagengebäudes (BAN) des Kraftwerks.



© EDF
Schornsteine zur Freisetzung atmosphärischer radioaktiver Ausflüsse des Kraftwerks

[12] Die vorgelegten Entnahmegrenzwerte entstammen der Verordnung vom 18. September 2003, die für die Freisetzungen während des Bezugszeitraums 2012 – 2021 gilt.
[13] Verordnung vom 18. September 2003, die Électricité de France die Genehmigung zur Fortsetzung der Wasserentnahmen und Freisetzungen flüssiger und gasförmiger Ausflüsse für den Betrieb des Kernkraftwerks von Blayais erteilt.
[14] Die durchschnittlichen Jahresentnahmemengen während des Zeitraums 2012 – 2021 liegen auch unterhalb des vorgeschriebenen Grenzwerts des Beschlusses Nr. 2023-DC-0755 der ASN vom 23. Mai 2023, der derzeitig in Kraft ist.
[15] Beschluss Nr. 2023-DC-0755 der ASN vom 23. Mai 2023 zur Festlegung der Vorgaben bezüglich der Modalitäten zu Wasserentnahme und -verbrauch, zum Wasserverbrauch und zur Freisetzung flüssiger und gasförmiger Ausflüsse des Kernkraftwerks von Blayais (INB Nr. 86 und Nr. 110).

Das Kraftwerk setzt Radionuklide fünf verschiedener Kategorien frei:

- Radiokohlenstoff C^{14} entsteht hauptsächlich durch die **Neutronenaktivierung** von Sauerstoff-17 und Stickstoff-14 aus dem Primärkreiswasser und von Sauerstoff-17 aus den Brennelementen. Nur ein geringer Anteil des Radiokohlenstoffs C^{14} gelangt in die freigesetzten flüssigen Ausflüssen; der Hauptanteil wird von den Aufbereitungssystemen ausgefiltert. Der als Gas ausgestoßene Radiokohlenstoff C^{14} stammt hauptsächlich aus dem Entgasen des Primärkreiswassers.

Die **Neutronenaktivierung** ist der Vorgang, der eines oder mehrere der Elemente eines Stoffs durch Bestrahlung mit einem Neutronenfluss radioaktiv macht.

- Tritium entsteht durch Spaltung in den Brennstäben und durch Neutronenaktivierung des Bor-10 und Lithium-6, die aufgrund der Aufbereitung des Wassers mit Borsäure und Lithin im Primärkreiswasser vorhanden sind. Das Tritium verbleibt fast vollständig in den Brennstäben. Dennoch kann bei Undichtigkeiten der Brennstabhülle eine geringe Menge in das Primärkreiswasser gelangen. Die Verwendung von mit Lithium-7 angereichertem Lithium verringert die Tritumbildung durch Neutronenaktivierung des Lithium-6. Derzeitig sind keine technisch und wirtschaftlich vertretbaren industriellen Mittel zur Beseitigung des in den Ausflüssen vorhandenen Tritiums verfügbar.

Die Grenzwerte für die Freisetzung radioaktiver Ausflüsse im Kraftwerk von Blayais werden von der ASNR (Verordnung vom 18. September 2003[16]) vorgeschrieben.

- Jode entstehen durch Uranspaltung und verbleiben weitestgehend in den Brennstäben. Dennoch kann bei Undichtigkeiten der Brennstabhüllen eine geringe Menge in das Primärkreiswasser gelangen. Die in den flüssigen radioaktiven Ausflüssen vorhandenen Jode werden von den Aufbereitungssystemen wirksam ausgefiltert. Aufgrund ihrer kurzen Halbwertszeit verschwinden sie bald.
- Edelgase entstehen durch Uranspaltung und verbleiben weitestgehend in den Brennstäben. Dennoch kann aus den vorgenannten Gründen eine geringe Menge in das Primärkreiswasser und von dort in die gasförmigen radioaktiven Ausflüsse gelangen. Diese Ausflüsse werden nach radioaktivem Abbau in Lagerbehältern in die Atmosphäre freigesetzt.
- Die sonstigen Spaltungs- oder Aktivierungsprodukte („autres PF/PA“ – autres produits de fission ou d’activation), die Beta- oder Gammastrahlen abgeben, entstehen durch Spaltung (z. B. Cesium-134 und -137, die in den Brennstäben verbleiben, aber aus den oben genannten Gründen auch entweichen können), oder durch Aktivierung (z. B. Kobalt-58 und -60, Mangan-54 und Antimon-124). Diese „sonstigen Spaltungs- oder Aktivierungsprodukte“, die als Aerosole in den atmosphärischen Ausflüssen vorhanden sind, werden durch radioaktiven Abbau in Lagerbehältern aufbereitet bzw. in Jodabscheidern (Aktivkohle) und Hochleistungsfiltern (THE – Très haute efficacité) ausgefiltert. In den flüssigen Ausflüssen werden die „sonstigen Spaltungs- oder Aktivierungsprodukte“ weitgehend von den Aufbereitungssystemen (Filter oder Harze) des kontinuierlichen Primärkreiswasserdekontaminationssystems und des Ausflussaufbereitungssystems abgefangen.

[16] Die Verordnung vom 18. September 2003 war während des Bezugszeitraums 2012 – 2021 in Kraft. Die Freisetzungen radioaktiver Ausflüsse des Kraftwerks von Blayais unterliegen für die kommenden Jahren dem Beschluss Nr. 2023-DC-0756 der ASN vom 23. Mai 2023, der die Grenzwerte der Freisetzungen der flüssigen und gasförmigen Ausflüsse des Kraftwerks von Blayais in die Umwelt festlegt (INB Nr. 86 und Nr. 110).

FREISETZUNGSGRENZWERTE UND TATSÄCHLICHE FREISETZUNGEN

Die Freisetzungsgrenzwerte werden so festgelegt, dass die Auswirkungen der Freisetzungen auf die Umwelt auf der Grundlage der besten, derzeitig verfügbaren Techniken unter annehmbaren technischen und wirtschaftlichen Bedingungen akzeptabel sind, wobei die Eigenschaften der Anlage, ihre geografische Lage und die lokalen Umweltbedingungen zu berücksichtigen sind. Sie sind Höchstwerte, die nicht überschritten werden dürfen. Außerdem erstellt der Betreiber jedes Jahr eine hinsichtlich der programmierten Maßnahmen optimierte Freisetzungsprognose und prüft, inwiefern die tatsächlichen Freisetzungen mit diesen Leistungszielen vereinbar sind. Er ermittelt daraus die Erfahrungswerte für die kontinuierliche Verbesserung.

Die auf der Grundlage der vorgeschriebenen Grenzwerte[17] vorgenommene Bewertung der Auswirkungen der freigesetzten Schadstoffe gilt als Referenzwert für die tatsächlichen Schadstofffreisetzungen des Standorts.

Die für den Betrieb des Kraftwerks von Blayais prognostizierten Schadstofffreisetzungen für die kommenden zehn Jahre liegen in der gleichen Größenordnung wie die der vergangenen zehn Jahre und auf jeden Fall unter den Freisetzungsgrenzwerten.

Die folgenden Tabellen beschreiben die Ableitungsbilanz radioaktiver Stoffe, die vom Kraftwerk von Blayais während eines Zeitraums von 10 Jahren freigesetzt werden (durchschnittliche Schadstofffreisetzungen von 2012 bis 2021).

- Ableitungsbilanz flüssiger radioaktiver Stoffe von 2012 bis 2021[18]

	Jährliche Grenzwerte (GBq/Jahr)	Durchschnittliche, jährlich freigesetzte Radioaktivität GBq/Jahr
Tritium	80.000	42.822
Radiokohlenstoff C^{14}	600	47,6
Jod	0,6	0,013
Sonstige Spaltungs- und Aktivierungsprodukte, die Beta- oder Gammastrahlung abgeben	60	0,579

[17] Die Ausflussfreisetzungen des Kraftwerks von Blayais werden für die kommenden Jahre durch den Beschluss Nr. 2023-DC-0756 vom 23. Mai 2023 zur Änderung der Verordnung vom 18. September 2003 geregelt. Diese Grenzwerte gelten jedoch nicht für Freisetzungen während des Bezugszeitraums 2012 – 2021, die der Verordnung vom 18. September 2003 unterlagen.

[18] Die in diesen Tabellen aufgeführten Grenzwerte entstammen der Verordnung vom 18. September 2003. Die jährlichen durchschnittlichen Radioaktivitätslevel der flüssigen und gasförmigen radioaktiven Ausflüsse im Zeitraum 2012 – 2021 liegen ebenfalls unter den Grenzwerten des Beschlusses Nr. 2023-DC-0756 der ASN vom 23. Mai 2023, der nun in Kraft ist.

- Ableitungsbilanz gasförmiger radioaktiver Stoffe von 2012 bis 2021

	Jährliche Grenzwerte (GBq/Jahr)	Durchschnittliche, jährlich freigesetzte Radioaktivität GBq/Jahr
Tritium	8.000	1.034
Radiokohlenstoff C^{14}	2.200	700
Edelgase	72.000	962
Jod	1,6	0,037
Sonstige Spaltungs- und Aktivierungsprodukte, die Beta- oder Gammastrahlung abgeben	1,6	0,006

5.6.3. Freisetzung flüssiger und gasförmiger chemischer Schadstoffe

Der Betrieb eines Atomkraftwerks erfordert die Verwendung von Chemikalien und verursacht die Freisetzung von flüssigen chemischen Schadstoffen (aus Substanzen zur Aufbereitung der Leitungssysteme, der Entsalzungsanlage, der Abwasseraufbereitungsanlage und der **Kesselstein- und Biozidbehandlung**) sowie, in geringerem Maße, Freisetzungen in die Atmosphäre (aus dem Betrieb der Leitungssysteme und Anlagen).

Bei sogenannten „offenen Kühlsystemen“ wie denen des Kraftwerks von Blayais beruht die Einschränkung von Verschmutzungen und der Vermehrung mikrobiologischer Organismen auf der vorbeugenden Wartung der Systeme anhand technischer Maßnahmen wie dem Waschen der Filtertrommeln ohne **Einsatz von Bioziden** oder **Kesselsteinentferner** im Hauptkreis.

- ***Flüssige Chemikalienausflüsse***

Flüssige Chemikalienausflüsse aus den Primär- und Sekundärkreisen werden selektiv und nach Ursprung und Zusammensetzung gesammelt, gefiltert und ggf. aufbereitet, und schließlich kontrolliert, bevor sie in die Umwelt freigesetzt werden.
In flüssigem Zustand werden hauptsächlich die folgenden Chemikalien freigesetzt:

- Borsäure und Lithin, die für die Aufbereitung des Primärkreises verwendet werden, um sowohl die Kernreaktion zu steuern als auch die Korrosion der Werkstoffe zu begrenzen;
- Hydrazin, das den Primär- und Sekundärwasserkreisen zugegeben wird, um den im Systemwasser gelösten Sauerstoff zu begrenzen und so die Korrosion der Metallteile zu minimieren;
- Ethanolamin und Ammoniak, die bei der Aufbereitung des Sekundärkreiswassers[19] entstehen;
- Metalle als Korrosionsprodukte aus den Primär- und Sekundärkreisen (Aluminium, Chrom, Kupfer, Eisen,

[19] Im Rahmen der Bemühungen um eine kontinuierliche Verbesserung wird unter den drei für die Einstellung eines optimalen pH-Werts im Sekundärkreis verwendeten Stoffen (Ammoniak, Morpholin und Ethanolamin) aktuell die Aufbereitung mit Ethanolamin bevorzugt, da sie den besten Kompromiss zwischen Schutz der Anlagen und Schadstoffausstoß bietet. Morpholin wurde bis 2017 verwendet. Danach wurde es bei allen vier Reaktoren durch Ethanolamin ersetzt. Morpholin wurde bis 2019 freigesetzt.

Mangan, Nickel, Blei und Zink);

- Phosphate aus der Aufbereitung der Zwischenkühlkreise und den Ausflüssen der Abwasseraufbereitungsanlage;
- Reinigungsmittel, die für bestimmte Vorgänge aus dem normalen Betrieb verwendet werden, z. B. dem Waschen der in den Nuklearbereichen getragenen Kleidung und der Reinigung der Böden;
- Eisen, Natrium, Chlorate, Sulfate, Kalzium und weitere Salze und Schwebstoffe aus der Erzeugung von vollentsalztem Wasser;
- Schwebstoffe (MES – Matières en suspension) aus den Zwischenlager- und Prüfbehältern der Ausflüsse vor ihrer Freisetzung, der Erzeugung von vollentsalztem Wasser und den Ausflüssen der Kläranlage;
- Ammonium, Nitrate und der chemische Sauerstoffbedarf (DCO – Demande chimique en oxygène) aus den Ausflüssen der Kläranlage.

Wie bei den radioaktiven Schadstoffen gelten auch für die Freisetzung von chemischen Schadstoffen Höchstwerte, um ihre Auswirkungen auf die Umwelt auf der Grundlage der besten, derzeitig verfügbaren Techniken für den Betrieb des Kraftwerks in zumutbaren Grenzen zu halten. Die auf der Grundlage dieser Höchstwerte vorgenommene Bewertung der Auswirkungen der freigesetzten Schadstoffe gilt als Referenzwert für die tatsächlichen Schadstofffreisetzungen des Standorts.

Die zukünftigen Schadstofffreisetzungen sollte in der gleichen Größenordnung liegen, wie in der Vergangenheit, aber auf jeden Fall unter den Freisetzungsgrenzwerten. Die Ergebnisse der Bewertung der Auswirkungen der Freisetzungen, die in diesem Dokument beschrieben werden, gelten somit für die kommenden zehn Jahre.

Die folgende Tabelle zeigt die Höchstwerte für die Freisetzung[20] in die Gironde-Mündung (aus der Verordnung vom 18. September 2003, oder die auf der Grundlage zusätzlicher Beschreibungen aus REX- oder Entwicklungsdaten ermittelt wurden) sowie eine Schadstoffbilanz der vergangenen kritischen Chemikalien über einen Zeitraum von 10 Jahren.

Stoff	Jahresfluss (kg)	
	Freisetzungshöchstwerte	Freigesetzte Menge (Durchschnitt 2012-2021)
Borsäure Aus den Behältern T, S und Ex	42.000 kg	12.690 kg
Hydrazin Aus den Behältern T, S und Ex	121 kg	1,676 kg
Ethanolamin* Aus den Behältern T, S und Ex	1.300 kg	21,6 kg
Morpholin** Aus den Behältern T, S und Ex	2.300 kg	362 kg
Gesamtstickstoff (Ammonium, Nitrite, Nitrate) Aus den Behältern T, S und Ex	10.000 kg***	1.840 kg
Phosphate Aus den Behältern T, S und Ex	1.400 kg	231 kg

** seit 2017 verwendetes Ethanolamin (Durchschnitt über 5 Jahre).*
*** bis 2017 verwendetes und bis 2019 freigesetztes Morpholin (Durchschnitt über 8 Jahre)*
**** Wert, der der maximalen Jahresmenge Ammonium aus der Verordnung vom 18. September 2003 entspricht.*

[20] Die hier aufgeführten Grenzwerte entstammen der Verordnung vom 18. September 2003. Wobei die während des Zeitraums 2012 – 2021 freigesetzten Jahresmengen unter den neuen Grenzwerten liegen, die in dem Beschluss Nr. 2023-DC-0756 festgelegt wurden.

In die Atmosphäre freigesetzte Chemikalienausflüsse

In die Atmosphäre werden hauptsächlich die folgenden Chemikalien freigesetzt:

- Abgase (Schwefeloxide SOx und Stickoxide NOx) aus den periodischen Probeläufen der Notstromaggregate;
- Formol- und Kohlenmonoxiddämpfe, die von den neuen Isolierungen aus Glaswolle während der ersten Temperaturanstiege freigesetzt werden;
- Vom Turbinenbypass freigesetzte Ammoniakausflüsse aus dem Hilfsspeisewasser der Dampferzeuger und der Wärmezersetzung des Hydrazins aus der Dampferzeuger-Konservierungslösung während der Wiederanlaufphase des Reaktors;
- Vom Turbinenbypass freigesetzte Ethanolaminausflüsse aus dem Hilfsspeisewasser der Dampferzeuger oder dem Wasserableitungssystem des Verflüssigers;
- Abgase der Baumaschinen und Lkw zum Abtransport der Abfälle und Waren- oder Materialtransporten (An- und Auslieferungen). Aufgrund der Verkehrsbegrenzungen am Standort und der Überwachung ihrer Wartung sind die jährlichen Abgasmengen gering;
- Diffuse Emissionen von Kältemitteln und SF6, die jeweils in den Kühlaggregaten (zur Sicherstellung der Eiswassererzeugung und zur Kühlung der Technik- und Verwaltungsgebäude) und den Umspannwerken zur Ableitung der Kraftwerksenergie verwendet werden. Diese Emissionen werden bei den Wartungsmaßnahmen an diesen Anlagen quantifiziert;
- Atmosphärische Staubfreisetzungen aus den Werkstätten, die ebenfalls vernachlässigbar sind.

5.6.4. Wärmeemissionen

In einem Kernkraftwerk wird etwa ein Drittel der vom Reaktor erzeugten Wärmeenergie nach dem thermodynamischen Prinzip von Carnot in elektrische Energie umgewandelt. Der Rest, d. h. etwa zwei Drittel, wird als Wärme über den Verflüssiger an eine kalte Quelle abgeleitet und führt zu Wärmefreisetzungen in die Umwelt.

Die Kühlung der Verflüssiger des Kraftwerks von Blayais (Reaktoren Nr. 1 bis 4) erfolgt im „offenen Kühlkreis“: Das Wasser wird von Umlaufpumpen direkt in der Gironde-Mündung entnommen und erwärmt sich beim Durchlauf durch den Verflüssiger bevor es in die Mündung zurückgeleitet wird.

Die vom Kraftwerk zwischen der Wasserentnahme und der Freisetzung verursachte Erwärmung beträgt im Durchschnitt 8,8 °C für den Zeitraum von 2011 bis 2020 bei einem gemessenen Höchstwert von 11,3 °C, der sehr kurzfristig war und keine Auswirkungen auf die Umwelt verursacht hat.

Die Wärmeemissionen unterliegen den Vorschriften, die die Erwärmung des Wassers zwischen der Entnahme und der Rückleitung regeln (Erlass vom 18. September 2003).

Grenzwerte der Wärmeemissionen des Kraftwerks von Blayais [22]

Erwärmungsgrenzwert	≤ 11 °C	
Grenzwert des Wassers in der Gironde-Mündung in einer Entfernung von mehr als 50 m von den Freisetzungsbauwerken während einer Dauer von 3 Stunden.	≤ 30 °C	
Grenzwert für das in die Gironde-Mündung eingeleitete Kühlwasser	30 °C vom 16.10. bis 14.05.	36,5 °C vom 15.05. bis 15.10.

[21] Die in dieser Tabelle aufgeführten Wärmefreisetzungsgrenzwerte entstammen der Verordnung vom 18. September 2003. Diese Werte liegen unter den neuen Grenzwerten, die in dem nun gültigen Beschluss Nr. 2023-DC-0756 festgelegt wurden. Wobei dieser neue Beschluss den sommerlichen Zeitraum, während dem eine Höchsttemperatur von 36,5 °C zulässig ist, auf eine ununterbrochene, maximale Dauer von fünf Monaten zwischen dem 16. April und dem 15. November festlegt.

5.6.5. Sedimente-Management im Zusammenhang mit den Wartungsmaßnahmen durch Baggerarbeiten

Um die Rohwasserversorgung und somit die Sicherheit seiner Anlagen zu gewährleisten, muss das Kraftwerk von Blayais Ausbaggerarbeiten um seine Wasserentnahmepunkte vornehmen lassen, bei denen die abgelagerten Sedimente mit einem Saugbagger abgetragen werden.

Die abgetragenen Sedimente werden in einem speziell dazu bestimmten Bereich außerhalb des für die Mündungsfauna kritischen Zeitraums verklappt.

5.6.6. Abfallerzeugung

Der Betrieb des Kraftwerks von Blayais erzeugt radioaktive und konventionelle Abfälle.

Die **radioaktiven Abfälle** entstammen insbesondere der Aufbereitung radioaktiver Ausflüsse (Filter, Aktivkohle, Verdampfungskonzentrate, Ionenaustauscherharze, Schlamm...), normalen Wartungsmaßnahmen (radioaktive Ausschussteile aus der Mechanik, Stoffabfälle...), Wartungsmaßnahmen an den Brennelementen (Bündel, Stabhüllen, Brennelementgestelle...).

Die **konventionellen Abfälle** sind Abfälle, die in den Bereichen ohne radioaktive Stoffe erzeugt werden. Sie bestehen aus inerten Abfällen (Schutt, Erde...), ungefährlichen Abfällen (Holz, Verpackungen, Papier, Karton, Glas, Kunststoff, Metalle...) und gefährlichen Abfällen (explosionsgefährdet, brandfördernd, entzündlich, reizend, krankheitserregend, mutagen, ökotoxisch...).

Kategorien radioaktiver Abfälle und zugehörige Sektoren für das Abfallmanagement

Halbzeitwert* / Radioaktivität**	Sehr kurzer Halbzeitwert (VTC) (Zeitraum < 100 Tage)	Hauptsächlich kurzer Halbzeitwert (VC) (Zeitraum ≤ 31 Jahre)	Hauptsächlich langer Halbzeitwert (VL) (Zeitraum > 31 Jahre)
Sehr schwach radioaktiv (TFA) < 100 Bq/g	Management durch Zerfall der Radioaktivität	TFA: Oberflächenlagerung (CIRES – Industriestandort zum Sammeln, Zwischenlagern und Lagern)	
Schwach radioaktiv (FA) von einigen Hundert Bq/g bis eine Million Bq/g		FMA-VC: Oberflächenlagerung (Lagerstandort Centre de l'Aube and Centre de la Manche)	FA-VL: Lagerung in geringer Tiefe, Studienphase
Mäßig radioaktiv (MA) von einer Million Bq/g bis eine Milliarde Bq/g			MA-VL: Geologische Tiefenlagerung, Projektphase (Cigéo)
Stark radioaktiv (HA) mehrere Milliarden Bq/g	Nicht zutreffend	HA: Geologische Tiefenlagerung, Projektphase (Cigéo)	

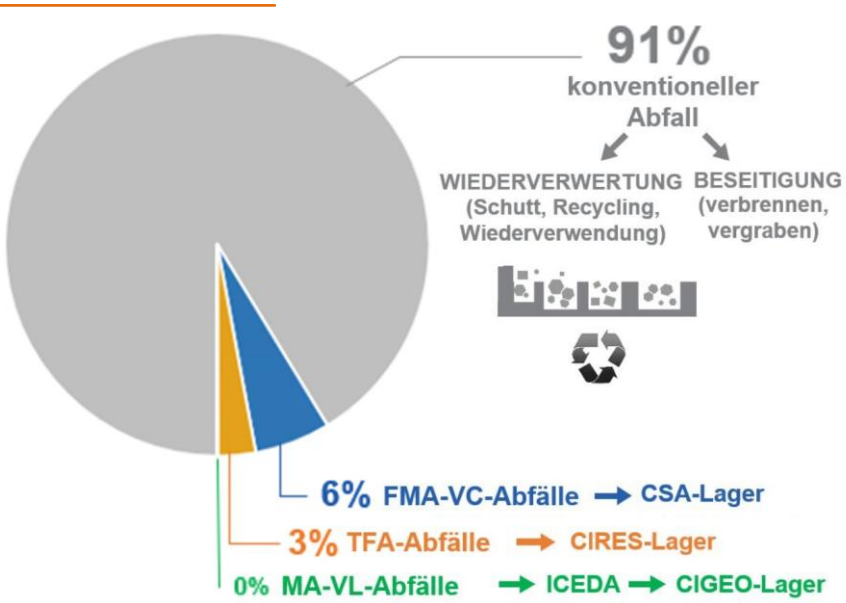
* Zeitraum, in dem die radioaktiven Stoffe (Radionukleide) im Abfall radioaktiv sind.
** Radioaktivitätslevel der radioaktiven Abfälle.

Manchmal kann Abfall in eine gegebene Kategorie eingestuft, jedoch aufgrund anderer Eigenschaften (z. B. seiner chemischen Zusammensetzung oder seiner physikalischen Eigenschaften) in einem anderen Sektor verwaltet werden

In Frankreich erfolgt die Einstufung radioaktiver Abfälle nach zwei Kriterien:

- Dem Radioaktivitätsniveau: Hohe Radioaktivität (HA – haute activité), mittlere Radioaktivität (MA – moyenne activité), schwache Radioaktivität (FA – faible activité) und sehr schwache Radioaktivität (TFA – très faible activité),
- Der Halbwertszeit, nach der die Radioaktivität um die Hälfte gesunken ist: sehr kurze Halbwertszeit (vtc – vie très courte), kurze Halbwertszeit (vc – vie courte) und lange Halbwertszeit (vl – vie longue).

Die Maßnahmen im Zusammenhang mit dem Betrieb des Kraftwerks von Blayais erzeugen konventionelle Abfälle (91 % der erzeugten Abfälle) und radioaktive Abfälle (9 % der erzeugten Abfälle).



Relative Anteile der Abfälle und der entsprechenden Freisetzungen aus dem Betrieb des Kraftwerks von Blayais

Die folgende Tabelle zeigt die Bilanz der innerhalb eines Zeitraums von 10 Jahren im Kraftwerk von Blayais erzeugten radioaktiven Abfälle sowie eine Prognose für die kommenden Jahre.

Insgesamt liegt die Menge der in den kommenden 10 Jahren vom Kernkraftwerk von Blayais erzeugten radioaktiven Abfälle in der gleichen Größenordnung wir die Abfallmenge, die während des Referenzzeitraums erzeugt wurde. Dennoch werden die erzeugten Abfallflüsse voraussichtlich in den kommenden Jahren zunehmen, insbesondere im Rahmen des geplanten „Grand Carénage"-Wartungsprogramms[22]. Hinsichtlich der Art der erzeugten Abfälle oder ihres Abfallmanagements sind keine maßgeblichen Änderungen geplant.

Radioaktive Abfälle	Durchschnittliches Jahresvolumen Packstücke (m³) (2011 – 2020)	Voraussichtliches durchschnittliches Jahresvolumen Packstücke (m³) (Durchschnitt von 2025 bis 2028)
Feste TFA-Abfälle zur Lagerung im CIRES	266	247
Feste MA-VC-Abfälle zur Lagerung im CSA	256	313
Feste FA-VC-Abfälle zur direkten Lagerung im CSA	220	151
Feste FA-VC-Abfälle zur Aufbereitung (Einschmelzen)	41	19
Feste FA-VC-Abfälle zur Aufbereitung (Verbrennen)	413	354
Flüssige FA-VC-Abfälle zur Aufbereitung (Verbrennen)	6	4

5.6.7.Lärm- und Vibrationsbelastung

Im Kraftwerk von Blayais werden alle zehn Jahre Geräuschpegel-Messkampagnen vorgenommen, um sicherzustellen, dass der Kraftwerksbetrieb keinen Lärm verursacht, der sein unmittelbares Umfeld beeinträchtigt. Die letzte, 2021 durchgeführte Messkampagne weist Lärmpegel aus, die von den in den Vorschriften festgelegten Zielen abweichen. Am Standort wurden in zwei Niederfrequenztonlagen Werte gemessen, die über den Grenzwerten liegen. Diese Wertüberschreitungen verursachen jedoch keine für die Gesundheit oder Sicherheit seines Umfelds maßgeblichen akustischen Belastungen. Alle Messproben wurden während des stabilen normalen Dauerbetriebs aller vier Reaktoren aufgezeichnet. Daher, und unter Berücksichtigung der besonderen Eigenschaften der Anlage und ihres Umfelds sowie technisch-wirtschaftlicher Betrachtungen hat die ASN gemäß Artikel 4.3.5 der INB-Verordnung im Juni 2023 eine gegenteilige Bestimmung im Rahmen der Erneuerung der Entnahme- und Freisetzungsgenehmigungen des Kraftwerks von Blayais erlassen.

Das Kraftwerk von Blayais kann aufgrund seiner Industrietätigkeiten (laufende Maschinen, Baumaschinen, Transporte...) Vibrationen verursachen. Die Vibrationen können innerhalb der Anlagen wahrgenommen werden, jedoch aufgrund der Bauwerkskonzepte und Bodenbeschaffenheit nicht außerhalb der Anlagen.

5.6.8. Flächennutzung

Das Kraftwerk von Blayais erstreckt sich über eine Fläche von 230 Hektar und umfasst verschiedene Industriebetriebe. Der größte Teil dieser Fläche ist vom Menschen gestaltet.

[22] Im Rahmen der „Grand Carénage"-Maßnahme des Kraftwerksparks von EDF werden Investitionen/Modernisierungen vorgenommen, um die Fortsetzung des Betriebs der aktuellen Anlagen zu ermöglichen und die nach Fukushima beschlossenen Maßnahmen zu implementieren, ohne dabei die Leistungen des Parks bezüglich der nuklearen Sicherheit und der Wettbewerbsfähigkeit zu beeinträchtigen.

5.6.9. Sonstige Wechselbeziehungen

Die sonstigen Wechselbeziehungen des Kraftwerks von Blayais mit seiner Umwelt sind: Geruchsbelästigung, Lichtemissionen, Straßen- und Schienenverkehr sowie der Energieverbrauch. Für die kommenden zehn Jahre sind keine Änderungen dieser Wechselbeziehungen geplant.

5.6.10. Prognose über 10 Jahre hinsichtlich der Wechselbeziehungen des Kraftwerks von Blayais mit der Umwelt

Die vergangenen und aktuellen Wechselbeziehungen des Betriebs des Kraftwerks von Blayais mit der Umwelt wurden in den vorstehenden Abschnitten 5.6.1 bis 5.6.9 beschrieben.

Wie in der folgenden Tabelle angegeben bleiben die Wechselbeziehungen des Betriebs des Kraftwerks von Blayais mit der Umwelt in den kommenden zehn Jahren auf dem gleichen Niveau wie während des vorherigen Jahrzehnts.

Wechselbeziehungen mit der Umwelt	Vergangener Betrieb	Prognose für die kommenden 10 Jahre
Wasserentnahme und -verbrauch	Der vielfältige Wasserbedarf des Kraftwerks von Blayais wird durch Entnahmen aus der Gironde-Mündung, aus dem Grundwasser oder über einen Wasserversorgungsvertrag aus der Isle bzw. über das öffentliche Trinkwassernetz gedeckt. Die reglementierten Wasserentnahmen (Oberflächengewässer und Grundwasser) liegen immer schon unter den vorgeschriebenen Grenzwerten (Verordnung vom 18. September 2003[23]).	Hinsichtlich der Wasserversorgungsmodalitäten sind keine Änderungen geplant. Die für den Betrieb des Kraftwerks von Blayais geplanten Entnahmevolumen für die kommenden 10 Jahre bleiben in der gleichen Größenordnung wie die der vergangenen zehn Jahre und liegen auf jeden Fall unter den vorgeschriebenen Grenzwerten.
Freisetzung flüssiger radioaktiver Schadstoffe	Die Rückleitung der flüssigen radioaktiven Ausflüsse in die Gironde-Mündung erfolgt über die Hauptrückleitungsbauwerke. Die Freisetzungen unterliegen der Verordnung vom 18. September 2003[23].	Hinsichtlich der Anordnung der Rückleitungspunkte in die Gironde-Mündung sind keine Änderungen geplant. Die für den Betrieb des Kraftwerks von Blayais geplanten Rückleitungen für die kommenden 10 Jahre bleiben in der gleichen Größenordnung wie die der vergangenen zehn Jahre und liegen auf jeden Fall unter den vorgeschriebenen Grenzwerten.

[23] Verordnung vom 18. September 2003, die Électricité de France die Genehmigung zur Fortsetzung der Wasserentnahmen und Freisetzungen flüssiger und gasförmiger Ausflüsse für den Betrieb des Kernkraftwerks von Blayais erteilt. Diese Verordnung war während des Bezugszeitraums 2012 – 2021 in Kraft. Die Entnahmen, der Wasserverbrauch und die Freisetzungen des Kraftwerks von Blayais unterliegen aktuell und für die kommenden Jahre dem Beschluss Nr. 2023-DC-0755. Wie bereits erwähnt liegen die Wasserentnahme-, -verbrauchs- und -freisetzungswerte im Zeitraum 2012 – 2021 ebenfalls unter den aktuellen, von dem Beschluss aus dem Jahr 2023 festgelegten Grenzwerten.

Wechselbeziehungen mit der Umwelt	Vergangener Betrieb	Prognose für die kommenden 10 Jahre
Freisetzung radioaktiver Schadstoffe in die Atmosphäre	Die atmosphärischen radioaktiven Schadstoffe werden über die Schornsteine der Hilfsnuklearanlagengebäude freigesetzt. Die Freisetzungen unterliegen der Verordnung vom 18. September 2003[23].	Hinsichtlich der Freisetzungspunkte in die Atmosphäre sind keine Änderungen geplant. Die für den Betrieb des Kraftwerks von Blayais geplanten Rückleitungen für die kommenden 10 Jahre bleiben in der gleichen Größenordnung wie die der vergangenen zehn Jahre und liegen auf jeden Fall unter den vorgeschriebenen Grenzwerten.
Freisetzung chemischer Schadstoffe	Die Freisetzungen flüssiger chemischer Schadstoffe unterliegen der Verordnung vom 18. September 2003[23].	Die für den Betrieb des Kraftwerks von Blayais geplanten Freisetzungen flüssiger chemischer Schadstoffe für die kommenden 10 Jahre bleiben in der gleichen Größenordnung wie die der vergangenen zehn Jahre und liegen auf jeden Fall unter den vorgeschriebenen Grenzwerten.
Wärmeemissionen	Die Wärmeemissionen unterliegen der Verordnung vom 18. September 2003[23], die die Erwärmung des Wassers zwischen der Entnahme und der Rückleitung sowie die absolute Freisetzungstemperatur begrenzt.	Für die Wärmeemissionen sind keine Änderungen geplant, da sie die vorgeschriebenen Grenzwerte beachten werden.
Erzeugung radioaktiver Abfälle	Jahresabfallvolumen (m^3): Sehr schwache Radioaktivität: 266 Schwache Radioaktivität: 680 Mittlere Radioaktivität: 256	Generell werden die in den folgenden zehn Jahren erzeugten radioaktiven Abfallvolumen vergleichbar mit denen des Referenzzeitraums sein. Dennoch werden manche erzeugten Abfallflüsse voraussichtlich in den kommenden Jahren zunehmen, insbesondere im Rahmen des geplanten „Grand Carénage“-Wartungsprogramms. Hinsichtlich der Art der erzeugten Abfälle oder ihres Abfallmanagements sind keine maßgeblichen Änderungen geplant.

Wechselbeziehungen mit der Umwelt	Vergangener Betrieb	Prognose für die kommenden 10 Jahre
Lärmbelastung	Im Kraftwerk von Blayais finden alle zehn Jahre Messkampagnen zur Erfassung der Lärmbelastung statt. Die letzte, 2021 durchgeführte Messkampagne weist Lärmpegel aus, die von den in den Vorschriften festgelegten Zielen abweichen (Grenzwertüberschreitungen während der Nacht für ZER 2). Diese Wertüberschreitungen verursachen jedoch keine für die Gesundheit oder Sicherheit seines Umfelds maßgeblichen akustischen Belastungen. Daher, und unter Berücksichtigung der besonderen Eigenschaften der Anlage und ihres Umfelds sowie technisch-wirtschaftlicher Betrachtungen hat die ASN gemäß Artikel 4.3.5 der INB-Verordnung im Juni 2023 eine gegenteilige Bestimmung im Rahmen der Erneuerung der Entnahme- und Freisetzungsgenehmigungen des Kraftwerks von Blayais erlassen.	Es sind keine maßgeblichen Änderungen hinsichtlich des Gesamtgeräuschpegels geplant, da die festgestellten Überschreitungen Gegenstand gegenteiliger Bestimmung seitens der ASN sind. Es werden jedoch auch Maßnahmen zur Begrenzung der potentiellen Lärmbelästigung durch temporäre Anlagen oder Versuche ergriffen (Wahl der am wenigsten störenden Zeitfenster, Durchführungsorte, Wahl der Verfahren oder Gerätschaften, Einrichtung von Lärmschutzvorrichtungen). Außerhalb des Standorts sind keine Vibrationsbelastungen zu erwarten.
Flächennutzung	Das Kraftwerk von Blayais erstreckt sich über 230 Hektar	Für die kommenden zehn Jahre ist keine Änderung der für den Betrieb der 4 Reaktoren des Kraftwerks von Blayais erforderlichen Grundfläche geplant.
Sonstige Wechselbeziehungen	Sonstige Wechselbeziehungen mit der Umwelt: Geruchsbelästigung, Lichtemissionen, Straßen- und Schienenverkehr, Energieverbrauch.	Für die kommenden zehn Jahre sind keine Änderungen dieser Wechselbeziehungen geplant.

5.7. Prognose für die kommenden 10 Jahre hinsichtlich der Auswirkungen auf die Umwelt

Dieser Abschnitt behandelt die tatsächlichen und potentiellen Auswirkungen des Normalbetriebs des Kraftwerks von Blayais auf die Gesundheit und die Umwelt während der kommenden zehn Jahre aufgrund von Wasserentnahme, Freisetzungen und Abfällen, sowie der Belastungen, die dies verursachen kann (Freisetzung pathogener Mikroorganismen, Lärm, Lichtemissionen, Energieverbrauch, Straßen- und Schienenverkehr, Vibrationen, Gerüche oder Staubaufkommen). Die Analyse betrachtet auch die Maßnahmen, die für den besseren Schutz der Interessen im Rahmen der 4. periodischen Sicherheitsüberprüfung ergriffen wurden. Wie im Abschnitt 5.6 angegeben, bleiben die Wechselbeziehungen des Betriebs des Kraftwerks von Blayais mit der Umwelt in den kommenden zehn Jahren auf dem gleichen Niveau wie während des vorherigen Jahrzehnts.

Die Auswirkungen des Kraftwerkbetriebs von Blayais auf die Umwelt werden nach Bereich (Unterabschnitte 5.7.1 bis 5.7.8) dargestellt; es handelt sich um lokale Auswirkungen, die vor allem das jeweilige Umfeld des Kraftwerks entsprechend dem Studienumfang gemäß Abschnitt 5.5.5 betreffen. Der normale Betrieb des Kraftwerks verursacht keine grenzüberschreitenden Auswirkungen (siehe Abschnitt bezüglich der grenzüberschreitenden Auswirkungen von Unfällen). Die vergleichsweisen Auswirkungen auf den Klimawandel durch die Fortsetzung des Betriebs oder die endgültige Stilllegung werden im Abschnitt 5.7.10 beschrieben.

5.7.1. Luft und Klimafaktoren

- ***Auswirkungen auf das Klima***

Die Stromerzeugung aus Kernenergie führt nur zu einer sehr geringen Kohlendioxidbildung (CO_2), dem wichtigsten **Treibhausgas**.
Gemäß der Studie der F&E von EDF setzt jedes kWh, das der Kernkraftpark von EDF in Frankreich erzeugt, das Äquivalent von **4 Gramm CO_2** frei. Dieser Wert bestätigt die sehr geringen Kohlenstofffreisetzungen dieser Energiequelle: Analyse des Lebenszyklus (ACV – Analyse du cycle de vie) pro kWh aus Kernkraft.
Die freigesetzten Gase aus dem Betrieb des Kraftwerks von Blayais wirken sich also nicht auf die aktuelle Klimasituation aus.
Die Analyse der Empfindlichkeit gegenüber dem Klimawandel (siehe folgende Seite) bestätigt, dass die Klimaauswirkungen der freigesetzten Gase aus dem Kraftwerksbetrieb auch während der kommenden 10 Jahre als vernachlässigbar betrachtet werden können.

Die vom Menschen erzeugten **Treibhausgase** verursachen die Verstärkung des Treibhauseffekts.
Diese natürliche Entwicklung wird durch vorhandene Treibhausgase verstärkt, die einen Teil der von der Erde abgegebenen Wärme in der unteren Atmosphäre zurückhalten.

- ***Auswirkungen auf die Luftqualität***

Das französische Umweltgesetzbuch legt die Normen für die Luftqualität fest, die darauf abziehen, einen wirksamen Schutz für die menschliche Gesundheit und die gesamte Umwelt zu gewährleisten. Diese Normen betreffen in der Außenluft vorhandene atmosphärische Stoffe, die die Qualität der Luft beeinträchtigen können: Schwefel- und Stickoxide, Ozon, Kohlenstoffmonoxid, Rußpartikel, Blei, Phenylwasserstoff und Schwermetalle. Diese Stoffe treten aufgrund des Straßenverkehrs und sonstiger menschlicher Tätigkeiten (Heizung, Industrieschadstoffe) hauptsächlich in den Ballungsgebieten auf.

Unter den vom Kraftwerk von Blayais während des Normalbetriebs in die Atmosphäre freigesetzten Chemikalien unterliegen nur die freigesetzten Stick- und Schwefeloxide sowie die Kohlenstoffmonoxid-Gase einer Luftqualitätsnorm. Die Bewertung der Auswirkungen dieser Schadstoffe auf die Luftqualität zeigt keine Auswirkungen des Kraftwerks auf die Luftqualität auf.
Hinsichtlich der Stoffe, die keiner Luftqualitätsnorm unterliegen (z. B. Formol, Ammoniak, Ethanolamin, Kältemittel und SF6) gelten die Konzentrationen in der Umwelt, die dem Kraftwerk von Blayais zuzuschreiben sind, nicht als wahrscheinliche Ursache für eine mögliche Beeinträchtigung der Luftqualität.

Das Kraftwerk von Blayais ist nicht von einem Atmosphärenschutzplan (PPA – Plan de protection de l'atmosphère) betroffen.

PLAN ZUM SCHUTZ DER ATMOSPHÄRE (PPA – PLAN DE PROTECTION DE L'ATMOSPHÈRE)

Die Pläne zum Schutz der Atmosphäre (PPA) wurden durch das Gesetz Nr. 96-1236 vom 30. Dezember 1996 in seiner am 14. Juni 2006 geänderten Version bezüglich der Luft und rationellen Nutzung der Energie (das sogenannte „LAURE"-Gesetz) eingeführt. Sie sind in den folgenden drei Fällen aufzustellen:
– Die Grenzwerte bzw. Zielwerte für die Luftqualität werden im betreffenden Gebiet überschritten;
– Überschreitungen sind in dem betreffenden Gebiet wahrscheinlich;
– Das Gebiet umfasst ein oder mehrere Ballungsgebiete mit über 250.000 Einwohnern.

Die PPA sollen Maßnahmen festlegen, die für die Beachtung der Grenzwerte zu ergreifen sind, sowie Notmaßnahmen, die im Falle einer möglichen Überschreitung der Warngrenzwerte umgesetzt werden müssen. Sie müssen mit den regionalen Zielen für die Luftqualität (SRADDET) vereinbar sein.
In der Region Nouvelle-Aquitaine sind die Städte Bayonne, Bordeaux, Dax und Pau Gegenstand eines PPAs. Das Kraftwerk von Blayais in der Gemeinde Braud-et-Saint-Louis liegt außerhalb der Ballungsgebiete mit mehr als 250.000 Einwohnern und ist nicht von einem PPA betroffen.

REGIONALER FLÄCHENNUTZUNGSPLAN ZUR NACHHALTIGEN ENTWICKLUNG UND GLEICHBERECHTIGUNG DER GEBIETE (SRADDET – SCHÉMA RÉGIONAL D'AMÉNAGEMENT, DE DÉVELOPPEMENT DURABLE ET D'ÉGALITE DES TERRITOIRES)

Das „NOTRE"-Gesetz vom 7. August 2015 über die Neuverteilung der Verwaltungsregionen der Französischen Republik begründet ein neues Planungsschema, dessen Erstellung den Regionen anvertraut wird: der regionale Flächennutzungsplan zur nachhaltigen Entwicklung und Gleichberechtigung der Gebiete (SRADDET).
Dieser Plan unterliegt den allgemeinen behördlichen Flächennutzungs- und Städteplanungsregeln sowie den gemeinnützigen Auflagen zur Nutzung der Flächen. Er muss mit den Leitkonzepten für die Wassernutzung und -verwaltung (SDAGE – Schémas directeurs d'aménagement et de gestion de l'eau) sowie mit den Managementplänen für Überschwemmungsrisiken (PGRI – Plans de gestion des risques d'inondation) vereinbar sein. Er muss gemeinnützige Projekte, eine ausgewogene Nutzung der Wasserressourcen, projektierte Infrastrukturen und Anlagen sowie wirtschaftliche Tätigkeiten, die Satzungen der Nationalparks und die Waldentwicklungspläne berücksichtigen. Er ersetzt die bestehenden Pläne wie z. B. den Regionalplan für Klima, Luft und Energie (SRCAE – Schéma régional climat air énergie), den Regionalplan für intermodalen Verkehr (Schéma régional de l'intermodalité), den Regionalplan zur Vorbeugung und Verwaltung von Abfällen (PRPGD – Plan régional de prévention et de gestion des déchets) und den Regionalplan für ökologische Zusammenhänge (SRCE – Schéma régional de cohérence écologique).
Der SRADDET Nouvelle-Aquitaine wurde am 18. November 2024 von der Präfektin der Region bestätigt. Der SRADDET der Region Nouvelle-Aquitaine umfasst 3 Teile, die 14 strategische Ausrichtungen hinsichtlich der Ziele und Regeln des SRADDET beinhalten.

Empfindlichkeit gegenüber dem Klimawandel

Die lokalen Prognosen der wichtigsten Klimafaktoren, die von Météo-France erstellt wurden, zeigen eine Tendenz zu höheren Jahresmittelwerten der Lufttemperaturen, wobei die Entwicklung bis 2035 im Vergleich zum historischen Zeitraum von 1976 – 2005 1,2 °C überschreiten könnte.
Mit Ausnahme eines leichten Anstiegs des Kühlbedarfs der Tertiär- und Industriegebäude, haben die obigen Klimaentwicklungen wahrscheinlich keine Auswirkungen auf die Analyse bezüglich der Folgen der vom Kraftwerk von Blayais in die Atmosphäre freigesetzten Schadstoffe auf die Luftqualität und das Klima.

5.7.2. Oberflächengewässer

- ***Auswirkungen auf den Wasserhaushalt***

Das Wasser aus der Gironde-Mündung wird mittels zweier Zuleitungen entnommen, die das Wasser bis zu den Zulaufbecken und von dort zu den Pumpstationen leiten. Dieses Wasser wird hauptsächlich für die Kühlung der Verflüssiger der Dampfturbinen verwendet. Die vom Kraftwerk entnommene Wassermenge beträgt pro Tag maximal etwa 15 Millionen m³. Außerdem wird das der Gironde entnommene Wasser aufgrund der „offenen Kühlkreise" des Kraftwerks vollumfänglich in die Umwelt zurückgeleitet. Nach diesen Daten führen diese Wasserentnahmen aus der Gironde für den Betrieb des Kraftwerks von Blayais zu keinen Änderungen des Wasserhaushalts der Gironde.

- ***Auswirkungen auf die Temperatur der Oberflächengewässer***

Die Analyse der Erfahrungswerte hinsichtlich der Wärmeemissionen des Kraftwerks von Blayais über einen Zeitraum von 10 Jahren (2011 – 2021) zeigt, dass die Verdünnung der Freisetzungen des Kraftwerks von Blayais hauptsächlich von den Gezeiten abhängt, wobei die Erwärmung der Mündung durch die Wärmeemissionen des Kraftwerks je nach Zeitpunkt und Tidenbeiwert schwankt.
Die Auswirkung der Wärmeemissionen des Kraftwerks von Blayais auf das Oberflächenwasser ist in Anbetracht der aufnehmenden Wassermasse lokal begrenzt, da sich die Freisetzungspunkte in der Mitte des Mündungstrichters befinden und das Verdünnungsvermögen in diesem Bereich aufgrund der Gezeitenströmungen sehr hoch ist. Durch die räumliche Veränderlichkeit der Wolke und ihrer durch den Tidenbeiwert verursachten räumlichen Ausbreitungsschwankungen sind die von den Wärmeemissionen betroffenen Bereiche nicht ständig exponiert.

- ***Auswirkungen auf die Qualität der Oberflächengewässer***

Die Analyse der Ergebnisse der Überwachung der Chemikalienbelastung und des Wasserhaushalts der Umwelt konnte belegen, dass die physikalisch-chemischen, chemischen und biologischen Entwicklungen im unmittelbaren Umfeld des Kraftwerks von Blayais nicht durch die vergangenen und aktuellen Schadstofffreisetzungen des Kraftwerks verursacht wurden. Die stoffspezifische Bewertung dieser Auswirkungen der flüssigen chemischen Schadstofffreisetzungen auf die Durchschnitts- und Höchstwerte zeigt für MES, den biochemischen (DBO_5) und chemischen Sauerstoffbedarf (DCO), Natrium, Chlorate, Sulfate, Wasserstoffkarbonate, Karbonate, Silizium, Ammonium, Nitrite, Nitrate, Phosphate, Aluminium, Chrom, Kupfer, Eisen, Mangan, Nickel, Blei, Zink, Lithin, Borsäure, Hydrazin, Ethanolamin, Methylamin, Ethylamin, Azetate, Formiate, Glykolate, Oxalate, Reinigungsmittel keine maßgeblichen umweltbelastenden Auswirkungen auf das aquatische Ökosystem des Kraftwerks von Blayais.
Außerdem sollten die Sedimente aus den Ausbaggermaßnahmen aufgrund ihrer Eigenschaften nicht zu Änderungen der Wasserqualität in der Gironde-Mündung oder der Art der Sedimentverlagerungen im Bereich des Standorts führen.

Anmerkung: Die Bewertung der Auswirkungen radioaktiver Schadstofffreisetzungen wird im Abschnitt 5.7.4 behandelt.

- ***Auswirkungen auf die Morphologie der Sedimente***

Die Ausbaggerarbeiten im Bereich der Wasserentnahmepunkte führen zur Mobilisierung und Rückführung von Sedimenten in die Umwelt, die hauptsächlich aus Sand und Pflanzenresten bestehen. Das maximale Jahresvolumen der vom Kraftwerk von Blayais mobilisierten Sedimente wird auf weniger als 50.000 m³ (durchschnittlich ca. 42.000 m³) geschätzt. Im Verhältnis zu den 2,8 Millionen Tonnen Sedimente, die die Garonne und die Dordogne jedes Jahr in die Mündung schwemmen, ist diese Menge vernachlässigbar. Die zurückgeführte Sedimentmenge gilt als geringfügig im Vergleich zu den natürlichen Sedimentflüssen in der Gironde-Mündung, deren Dynamik durch den sogenannten „Schlammstopfen"[24] geregelt wird.

[24] Schlammablagerungen sind in Mündungen häufig und in der Gironde besonders ausgeprägt. In diesem Bereich ist die Wassertrübung durch Schwebstoffe (MES) aufgrund der von den Flüssen mitgerissenen schwebenden Sedimente hoch. Die Ablagerungen bilden sich in dem Bereich, in dem das Süßwasser auf salzhaltiges Meerwasser trifft. Dieser Bereich kann mehrere Dutzend Kilometer lang sein und MES-Konzentrationen von über 1 g/l aufweisen. Die Frühjahreshochwasser schwemmen einen großen Teil dieser als „Schlammstopfen" bezeichneten Schlammablagerungen fort.

Außerdem sind die physikalisch-chemischen Eigenschaften der ausgebaggerten Sedimente, die aus Lehm sowie mittelgroben und groben Sanden bestehen, vergleichbar mit den natürlichen Hintergrundwerten der Gironde. Die Wiedereinleitung dieser Sedimente in die Umwelt fügt sich nahtlos in die Sedimentdynamik der Trichtermündung ein, sorgt für die ordnungsgemäße Funktion der Wasserentnahme- und -freisetzungsbauwerke und gewährleistet so die Sicherheit und das Temperaturmanagement der Anlagen. Durch die Wahl eines Zeitraums für diese Maßnahmen (Oktober bis November, höchstens noch bis Dezember), der optimal die für die Fischbestände kritische Periode berücksichtigt, sowie durch die Art und den Umfang der Arbeiten können die potentiellen Auswirkungen auf die betroffenen Themenbereiche deutlich verringert werden.
Die Wiedereinleitung der Ausbaggersedimente hat somit keine maßgeblichen negativen Auswirkungen auf die Morphologie der Sedimente der Gironde und beeinträchtigt nicht die Sedimentverlagerungen im Standortbereich.

- ***Empfindlichkeit gegenüber dem Klimawandel***

Die durch den Klimawandel verursachten Veränderungen, die die Ergebnisse der vorliegenden Studie beeinflussen könnten, betreffen hauptsächlich den Anstieg der Wassertemperatur.

Unter den diversen Variablen, die die Entwicklung der Wasserlebensräume beeinträchtigen und so die Ergebnisse der vorliegenden Studie beeinflussen können, ist die Wassertemperatur einer der Variablen deren Entwicklungstendenz belegt ist und mit den weltweiten Änderungen des Zusammenspiels zwischen den Ozeanen und der Atmosphäre einhergeht.
Im Rahmen der vorliegenden Studie zeigen die seit 1993 beobachteten Tendenzen der in der Gironde-Mündung im Bereich des Kraftwerks von Blayais gemessenen Wassertemperatur einen Anstieg der Jahresdurchschnittstemperaturen um etwa 0,6 °C über jeweils 10 Jahre,
Die von EDF R&D auf der Grundlage globaler Klimamodelle erstellten Klimaprognosen haben eine Entwicklung der Jahresdurchschnittstemperatur der Gironde-Mündung zwischen +0,5 °C und +0,7 °C bis 2035 (also über den Zeitraum von 2020 bis 2049) ergeben.
Dabei ist jedoch zu berücksichtigen, dass diese Ergebnisse hohe Unsicherheiten aufweisen, die durch den Modellierungsvorgang bedingt sind, insbesondere aufgrund der Fächerung der Ergebnisse der Klimamodelle, aber auch ihrer Übertragung auf lokaler Ebene.
Aktuelle Studien betrachten einen kürzeren Zeitraum (10 Jahre), jedoch sind bisher keine zuverlässigen Prognosenmodelle verfügbar, die die genaue Entwicklung der Klimaparameter für einen solchen Zeitraum vorhersagen können, da die natürlichen Schwankungen des Klimasystems bisher für 10 Jahre noch nicht hinreichend modelliert werden konnten.
Die Untersuchung der lokalen Auswirkungen des Klimawandels ist Gegenstand zahlreicher laufender Forschungsprojekte bezüglich der Entwicklung von Methoden zur Erstellung von Klimaprognosen auf lokaler Ebene, wie hier hinsichtlich der Wassertemperatur der Mündung im Bereich des Kraftwerks von Blayais.
In Anbetracht der verfügbaren Daten und der geringen Zunahme der Meerestemperaturen in Verbindung mit den Klimaänderungen über zehn Jahre gelten die in der vorliegenden Auswirkungsstudie verwendeten Szenarien als repräsentativ für die Klimakunde des Kraftwerks von Blayais.

5.7.3. Böden und Grundwasser

- ***Auswirkungen auf die Böden***

Für das Kraftwerks wurden verschiedene Ausbauarbeiten durchgeführt, unter anderem die Errichtung der Standortplattform in einer Höhe von 4,5 m NGF 0. Dazu wurden Spundwände (Schalwände) mit einer durchschnittlichen Höhe von 31 m errichtet, um die Baugruben trocken zu halten und den natürlichen Schlamm bis zu einer Schichtdicke von 17 m abzutragen und durch Sandaufschüttungen zu ersetzen.
Eine umfassende Untersuchung der historischen Daten und der Umweltüberwachung hat zur Verbesserung der Kenntnis des Unterbodens und zur Ermittlung vergangener und aktueller Tätigkeiten und deren Risikopotenzial geführt. Diese Studie hat mehrere historische Tritiumbelastungen des Grundwassers innerhalb der Schalwände nachgewiesen. Im Umkreis des Kraftwerks wurden jedoch auf der Grundlage dieser historischen Daten keine radiologischen Belastungen des Bodens festgestellt.
Von September 2020 bis Januar 2021 wurden zusätzliche Untersuchungen durchgeführt. Dabei wurden 25 Bohrungen, 12 Baggeraushübe und 114 Bodenproben für chemische Analysen sowie 72 Bodenproben für radiologische Analysen vorgenommen. Bei einer weiteren Untersuchungskampagne im Juli 2021 wurden sieben Bodenbohrungen bis 4 m Tiefe

unterhalb der Punkte durchgeführt, an denen bei der vorherigen Kampagne inkonsistente Ergebnisse für Cesium-137 und Kobalt-60 ermittelt wurden. Im Rahmen dieser Kampagne konnten die ersten Befunde widerlegt werden. Die Ergebnisse ergaben eine allgemeine Übereinstimmung mit den vom Menschen verursachten Hintergrundwerten, mit Ausnahme einiger Proben, die leicht erhöhte Kadmium-, Quecksilber- und Zinkwerte aufwiesen, die aller Wahrscheinlichkeit nach mit der inhärenten Qualität der errichteten Aufschüttungen verbunden sind. Diese Grenzwertüberschreitungen erfordern keine besonderen Überwachungsmaßnahmen.
Die radiologischen Analysen konnten nachweisen, dass keine Bodenbelastungen vorhanden sind, mit Ausnahme dreier Bodenproben in dem gesättigten Bereich beim PTR-Behälter des Reaktors Nr. 1, die Tritium enthielten. Dieser Befund entspricht der Ende 2017 festgestellten historischen Belastung des Grundwassers, die bereits zu einer Überwachung und entsprechenden Aufbereitungsmaßnahmen geführt hat.
Daraus kann geschlossen werden, dass der normale Kraftwerksbetrieb keine Auswirkungen auf die Böden unterhalb des Kraftwerks hat. Der Betrieb des Kraftwerks kann aufgrund historischer Störfälle zu lokal begrenzten Auswirkungen auf die Böden führen. Für diese Fälle werden innerhalb und außerhalb des Kraftwerks systematisch besondere Managementmaßnahmen und eine verstärkte Überwachung eingerichtet, um potentielle Auswirkungen zu verringern und einzuschränken.

- ***Auswirkungen auf das Grundwasser***

In Bezug auf das Kraftwerk von Blayais hat der Bau der für den Betrieb des Standorts erforderlichen Anlagen und Bauwerke den Verlauf des Grundwassers vor Ort geändert (tiefe Fundamente, geotechnische Einfriedungen, Wasserbauwerke...). Seit seiner Inbetriebnahme erfolgt im Kraftwerk von Blayais eine qualitative und quantitative Überwachung der vorhandenen Grundwasserschichten im Bereich der Anlagen. Die Untersuchung der von 2013 bis 2020 durchgeführten Messungen und ihrer 12.400 chemischen und 2.300 radiologischen Analysen, die anhand von etwa 30 Piezometern erhoben wurden, hat einige Überwachungsgrenzwertüberschreitungen ergeben.

- Es wurden begrenzte Überschreitungen der Vergleichswerte für Natrium, Chlorate, Eisen, Mangan und Kjeldahl-Stickstoff festgestellt, die mit den geologischen Eigenschaften des Unterbodens zusammenhängen, jedoch nicht mit dem Betrieb des Kraftwerks.
- An neun Piezometern wurden Untersuchungsgrenzwertüberschreitungen für Phosphate festgestellt, einschließlich mehrerer Überschreitungen des Handlungsgrenzwerts in den Jahren 2017 bis 2019. Die Entfernung der Piezometer lässt jedoch vermuten, dass diese Werte zu den natürlichen hydrochemischen Hintergrundwerten des Grundwassers zählen könnten.
- Regelmäßige Überschreitungen des Untersuchungsgrenzwerts sowie begrenzte Überschreitungen des Handlungsgrenzwerts wurden für den Parameter „Gesamtkohlenwasserstoffe“ festgestellt und haben zur Einrichtung einer verstärkten Überwachung und spezieller Managementmaßnahmen geführt.
- 2017 wurden Überschreitungen des Untersuchungsgrenzwerts für Nitrate festgestellt, die zur Implementierung von behebenden Maßnahmen zur Verhinderung eines erneuten Auftretens geführt haben.
- Seit 2017 werden im Bereich des Reaktors Nr. 1 wiederholte Überschreitungen des Untersuchungsgrenzwerts für Tritium festgestellt, die mit dem Vorhandensein von tritiumhaltigem Wasser in den Bunkern unter dem Hilfsnuklearanlagegebäude zusammenhängen. Diese Schadstoffbelastung hat seit 2017 zu besonderen Managementmaßnahmen geführt, z. B. der Sanierung und Aufbereitung der Anlagen. Durch diese Managementmaßnahmen konnte die Tritiumaktivitätskonzentration in diesem Wasser deutlich verringert werden.

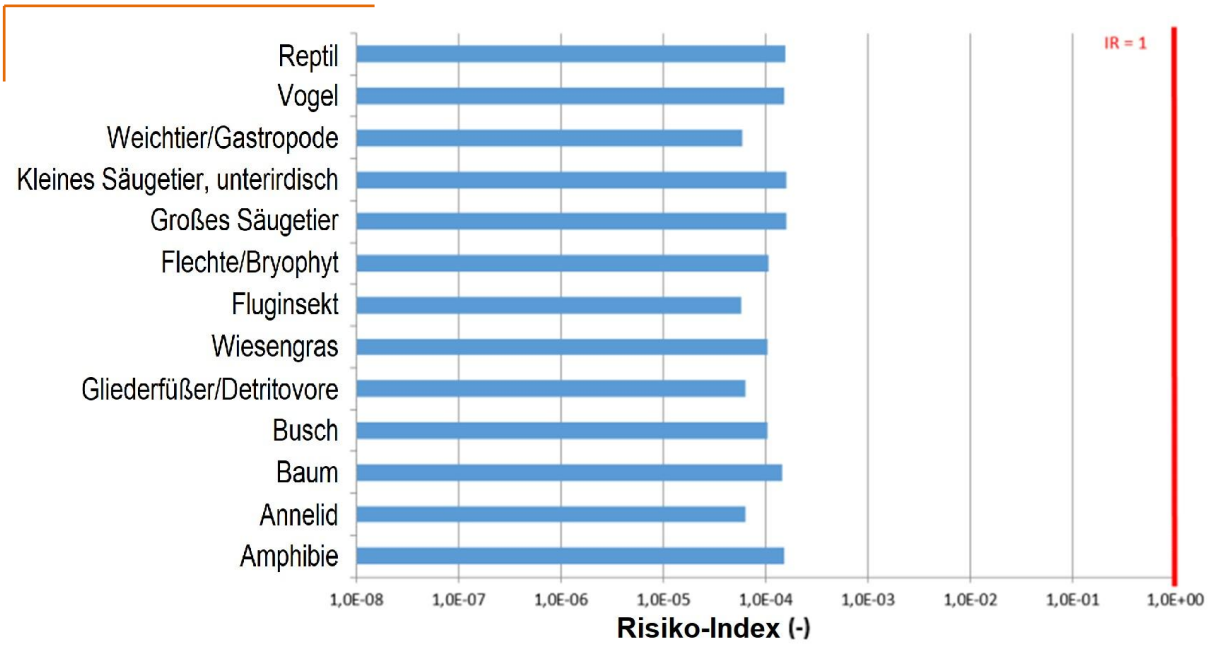
In den Grundwasserproben, die außerhalb der geotechnischen Einfriedung des Kraftwerks von Blayais vorgenommen wurden, konnten keine Belastungen oder Grenzwertüberschreitungen festgestellt werden, die dem Kraftwerksbetrieb zuzuschreiben sind.

Der Betrieb des Kraftwerks kann bei historischen Störfällen oder Lecks an den Leitungssystemen zu räumlich und zeitlich begrenzten Auswirkungen auf die Grundwasserschichten führen. Für diese Fälle werden innerhalb und außerhalb des Kraftwerks systematisch besondere Managementmaßnahmen und eine verstärkte Überwachung eingerichtet, um potentielle Auswirkungen zu verringern und einzuschränken.

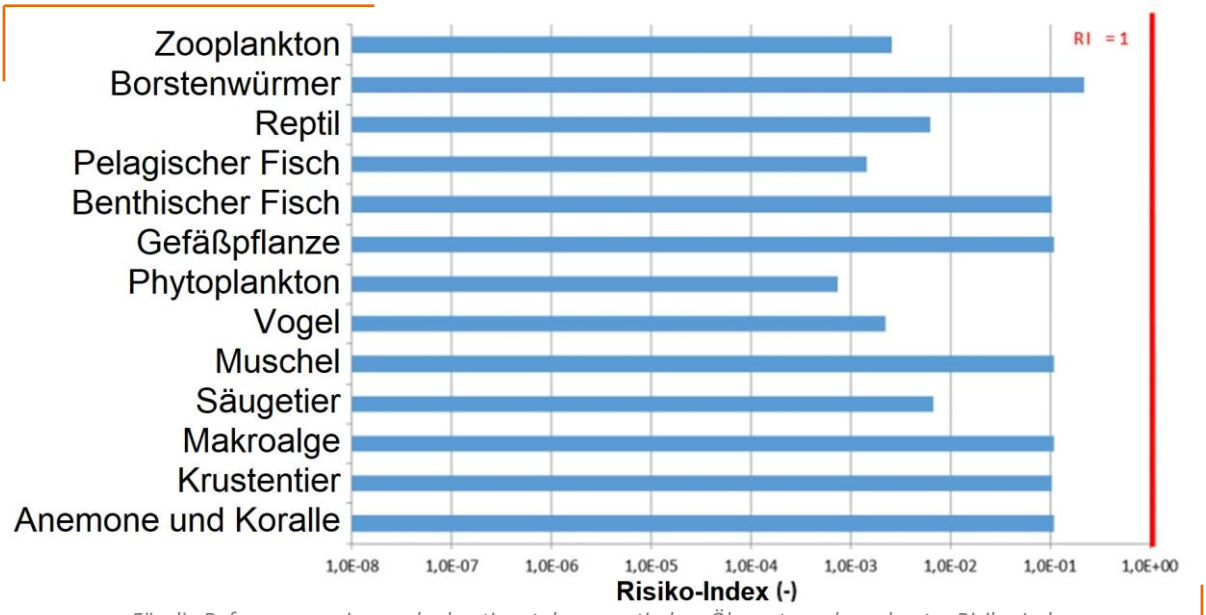
5.7.4.Radioökologie

Wie bereits im Abschnitt 5.2 dargelegt, beruht die Bewertung der Auswirkungen der radioaktiven Schadstoffe auf die

Umwelt auf einem Vergleich der durch radioaktive Schadstoffe verursachten Dosisrate mit einem auswirkungsfreien Dosisratenwert für jeden einzelnen Referenzorganismus. Dieser Vergleich führt zur Berechnung eines Risiko-Index. Liegt der Risiko-Index unter 1 kann daraus geschlossen werden, dass das Risiko vernachlässigbar ist.
Die nachfolgenden Grafiken zeigen den für die Referenzorganismen festgelegten Risiko-Index in den Land- und Wassersegmenten.



Für die Referenzorganismen der Ökosysteme an Land berechneter Risiko-Index



Für die Referenzorganismen der kontinentalen aquatischen Ökosysteme berechneter Risiko-Index

Bei einem Index, der grundsätzlich unter einer Einheit liegt, ist das mit den flüssigen und atmosphärischen Freisetzungen radioaktiver Stoffe aus dem Kraftwerk von Blayais verknüpfte Umweltrisiko aktuell und für die kommenden 10 Jahre vernachlässigbar.

5.7.5.Artenvielfalt

Die bereits vorgestellte Analyse der Auswirkungen des Betriebs des Standorts von Blayais auf die Luft und die Klimafaktoren, die Oberflächengewässer und den strahlentechnischen Zustand der Umwelt zeigt keine maßgeblichen Auswirkungen des Standorts von Blayais auf die ökologischen Eigenschaften der Umwelt auf, die für die Entfaltung der biologischen Vielfalt im Studiengebiet relevant sind.

Der Kraftwerksbetrieb in Blayais hat keine Auswirkungen auf die schützenswerten Naturgebiete und beeinträchtigt nicht die volle Entfaltung der biologischen Zyklen der Pflanzen- (Wasser-, Sumpf- und Landpflanzen) und Tierarten (Wirbellose, Fische, Amphibien, Reptilien, Vögel, Säugetiere) im Studiengebiet.

In Bezug auf den Wasserlebensraum in der Mündung werden bei den für die Kühlung nötigen Wasserentnahmen auch Lebewesen angesaugt (insbesondere einige kleine Fischarten oder Jungfische).

Um diese Auswirkungen besser bewerten und quantifizieren zu können werden derzeitig die Studien über die Auswirkungen auf diese Lebewesen von EDF in Zusammenarbeit mit auf die Ökologie der Wasserlebensräume spezialisierten Beratungsunternehmen aktualisiert. Parallel dazu implementiert der Standort Maßnahmen zur Vermeidung und Verringerung der Auswirkungen, insbesondere durch Vorrichtungen zum Absammeln und Zurückleiten der Lebewesen in die Umwelt. Dies erfolgt durch Niederdruckabspülen der Filtertrommeln, zusammen mit weiteren begleitenden Maßnahmen, die insbesondere den Zweck haben, gemeinsam mit Partnern aus der Wissenschaft die Kenntnisse über den Lebenszyklus des Maifischs zu verbessern.

5.7.6.Bevölkerung und deren Gesundheit

- ***Bewertung der dosisbedingten Auswirkungen auf den Menschen***

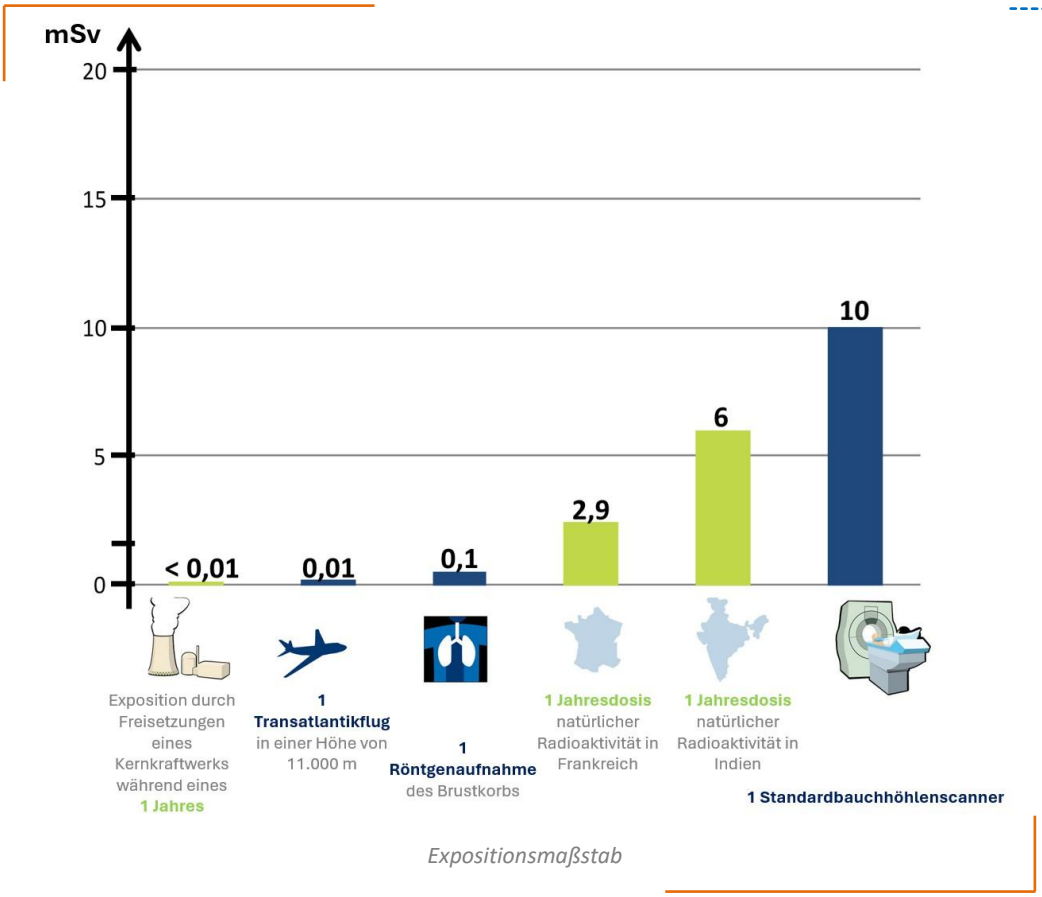
Die Gesamtauswirkungen der Freisetzung radioaktiver Schadstoffe durch das Kraftwerk von Blayais auf die Bevölkerung berücksichtigen die interne und externe Exposition durch Freisetzung flüssiger radioaktiver Schadstoffe und durch die Atmosphäre. Sie werden für die Referenzpersonen bestimmt, d. h. die Personen in einem Umkreis von 5 km um das Kraftwerk, bei denen die Exposition potentiell am wahrscheinlichsten ist.
Die jährliche **Gesamtwirkdosis** durch die interne und externe Exposition durch die freigesetzten flüssigen radioaktiven Schadstoffe des Standorts wird geschätzt:

Die **Wirkdosis** misst die biologischen Auswirkungen der Radioaktivität. Sie wird in Sievert (Sv) bzw. meistens in Millisievert (mSv) oder Mikrosievert (µSv) angegeben.

- für Erwachsene auf $3{,}7.10^{-6}$ Sv/Jahr, d. h. weniger als 10 µSv/Jahr;
- für zehnjährige Kinder auf $2{,}3.10^{-6}$ Sv/Jahr, d. h. weniger als 10 µSv/Jahr;
- für einjährige Kinder auf $5{,}4.10^{-7}$ mSv/Jahr, d. h. weniger als 1 µSv/Jahr.

Diese Dosen betragen weniger als 1 % des jährlichen Expositionsgrenzwerts aus dem Kraftwerksbetrieb, der vom Art. R. 1333-11 des französischen Sozialgesetzbuchs auf 1 mSv festgelegt wird.

Um diese Dosen mit anderen Expositionsarten zu vergleichen, zeigt die folgende Abbildung die Größenordnungen der in normalen Situationen empfangenen Dosen.



Expositionsmaßstab

▪ *Bewertung der Gesundheitsrisiken durch Chemikalienfreisetzungen*

Es wurde nachgewiesen, dass die aktuellen Freisetzungen des Kraftwerks von Blayais keinen Einfluss auf den chemischen Zustand der Gironde-Mündung haben.
Die prospektive Bewertung der Gesundheitsrisiken (ERPS – Évaluation prospective des risques sanitaires, siehe Abschnitt 5.2) ergab keine Gesundheitsrisiken, weder aufgrund flüssiger Chemikalienfreisetzungen in die Gironde-Mündung, die dem Kraftwerk von Blayais zuzuschreiben wären, auf die benachbarten Bevölkerungsgruppen, die potentiell durch den Verzehr von Meereserzeugnissen und das versehentliche Verschlucken von Wasser aus der Mündung beim Baden exponiert wären.
Die Studie weist auch keine Gesundheitsrisiken durch atmosphärische Freisetzungen von Chemikalienausflüssen im Rahmen des Betriebs des Kraftwerks von Blayais für die benachbarten Bevölkerungsgruppen auf, die potentiell die Substanzen einatmen könnten.

▪ *Bewertung der Auswirkungen der Lärm- und Vibrationsbelastung*

Im Kraftwerk von Blayais werden alle zehn Jahre akustische Messkampagnen vorgenommen, um sicherzustellen, dass der Standortbetrieb keinen Lärm verursacht, der sein unmittelbares Umfeld beeinträchtigt. Die letzte, 2021 durchgeführte Kampagne zeigt, dass in der Zone mit reglementiertem Aufkommen (ZER – Zone à émergence réglementée) Nr. 2 im Norden des Kraftwerks die im Artikel 3 der Verordnung vom 23. Januar 1997 festgelegten zulässigen Werte während der Nacht überschritten werden. Diese Wertüberschreitungen verursachen jedoch keine für die Gesundheit oder Sicherheit seines Umfelds maßgeblichen akustischen Belastungen.

Artikel 4.3.5 der INB-Verordnung sieht vor, dass die ASNR entsprechend den inhärenten Eigenschaften der Anlage oder ihres Umfelds und nach Stellungnahme des Rats des Départements für Umwelt, Gesundheitsrisiken und technologische Risiken besondere Bestimmungen festlegen kann.
Im Hinblick auf die besonderen Eigenschaften der Anlagen, ihres Umfelds und technisch-wirtschaftlichen Gesichtspunkten, hat EDF am 6. Mai 2020 der ASN einen Antrag zur Anpassung der Bestimmungen zur Lärmbegrenzung aus Artikel 3 der Verordnung vom 23. Januar 1997 vorgelegt. Die ASN hat im Juni 2023 im Rahmen der Erneuerung der Entnahme- und Freisetzungsgenehmigung des Kraftwerks von Blayais eine gegenteilige Bestimmung erlassen.

Außerdem verursacht der Betrieb der Anlagen (hauptsächlich der rotierenden Maschinen) Schwingungen. Die Vibrationen können innerhalb der Anlagen wahrgenommen werden, jedoch aufgrund der Bauwerkskonzepte und Bodenbeschaffenheit nicht außerhalb der Anlagen. Für die benachbarten Bevölkerungsgruppen besteht somit keinerlei Risiko von Emissionen durch die bestehenden Anlagen.

- ***Bewertung der Auswirkungen der Lichtemissionen***

Die Lichtemissionen des Kraftwerks von Blayais entstehen hauptsächlich durch die Sicherheitsbeleuchtung des Standorts (Schutz gegen unerlaubtes Eindringen, Warnung für Flugzeuge...). Daher sind sie unerlässlich; ihre visuellen Auswirkungen außerhalb des Standorts werden durch die Ausrichtung dieser Leuchten minimiert. Die Auswirkungen der Lichtemissionen sind vernachlässigbar.

5.7.7. Menschliche Aktivitäten

- ***Analyse der Auswirkungen auf die Flächennutzung***

Die Bewertung der gesundheitlichen Auswirkungen der radioaktiven und chemischen Ausflüsse aus dem Kraftwerk von Blayais zeigt keine ihm zuzuschreibenden Gesundheitsrisiken für die potentiell exponierten benachbarten Bevölkerungsgruppen auf.
Die Bewertung der umweltseitigen Exposition der Menschen durch radioaktive und chemische Schadstofffreisetzungen des Kraftwerks von Blayais führt zu dem Schluss, dass keine maßgeblichen Auswirkungen auf die Bodennutzung und insbesondere die Nutzung der landwirtschaftlichen Flächen und Sachwerte (Wohnhäuser, Industriegebiete usw.) vorhanden sind.

- ***Analyse der Auswirkungen auf die Landschaft und das Kulturerbe***

Das Kraftwerk von Blayais wurde zwischen Januar 1976 und April 1981 errichtet. Somit besteht das Kraftwerk seit etwa vierzig Jahren und ist nun fester Teil der Landschaft. Der Betrieb des Kraftwerks von Blayais hat keine Auswirkungen auf die Landschaft und das Kulturerbe. Wie bereits im Abschnitt 5.6 angegeben, sind keine Weiterentwicklungen des Kraftwerks geplant, die diese Schlussfolgerungen für die kommenden 10 Jahre in Frage stellen könnten.

- ***Analyse der Auswirkungen auf die Wassernutzung***

Der Betrieb des Kraftwerks von Blayais erfordert diverse Wasserversorgungsbedürfnisse, wobei der Hauptwasserverbrauch der Kühlung der Verflüssiger dient. Das aus der Mündung entnommene Kühlwasser wird jedoch vollumfänglich in die Umwelt zurückgeleitet.
Andererseits zeigt die Bewertung der gesundheitlichen Auswirkungen der radioaktiven und konventionellen Ausflüsse (einschließlich der beim Verzehr von Nahrungsmitteln, z. B. den Erzeugnissen aus der Mündung und in schädigenden Mengen beim Baden) keine Gesundheitsrisiken für die potentiell exponierten benachbarten Bevölkerungsgruppen auf, die dem Betrieb des Kraftwerks von Blayais zuzuschreiben wären.
Somit hat der Betrieb des Kraftwerks von Blayais keine Auswirkungen auf die Verfügbarkeit der Wasserressource und die Art der Ausflüsse stellt die Nutzung des Wassers in der Nähe des Kraftwerks von Blayais nicht in Frage.

- ***Analyse der Auswirkungen auf die Infrastrukturen und Kommunikationswege***

Der Betrieb des Kraftwerks von Blayais verursacht ein tägliches Verkehrsaufkommen von etwa 2.000 Fahrzeugen, das hauptsächlich aus den Fahrzeugen der Mitarbeiter besteht. Die Anzahl Lastkraftwagen zum Transport der Brennstäbe, Abfälle und Betriebsmittel liegt durchschnittlich bei 370 LKW pro Jahr, was weniger als zwei LKW pro Werktag entspricht. Außerdem belegen die Straßenverkehrsdaten, dass:

- das durchschnittliche Verkehrsaufkommen auf der D137 etwa 6.257 Fahrzeuge pro Tag beträgt. 7,3 % davon sind LKW;
- das durchschnittliche Verkehrsaufkommen auf der D206 etwa 5.223 Fahrzeuge pro Tag beträgt. 3,9 % davon sind LKW.

Das vom Kraftwerksbetrieb verursachte Gesamtverkehrsaufkommen beträgt bis zu 38 % des Gesamtverkehrsaufkommens des umliegenden Straßennetzes.
Das Kraftwerk verursacht keinerlei Schienenverkehr in einem Umkreis von 10 km. Die Schifffahrt beschränkt sich lediglich auf die Kampagnen zur Entnahme von Proben aus der Umwelt und auf die jährlichen Ausbaggerarbeiten des Meeresbodens im Bereich der Wasserentnahmepunkte.

Analyse der Auswirkungen auf das Industrieumfeld

Der Betrieb des Kraftwerks von Blayais verursacht keine Wechselbeziehungen zu sonstigen Industrieanlagen im lokalen Studiengebiet; er hat keine Auswirkungen auf das Industrieumfeld.

Analyse der Auswirkungen auf Freizeitanlagen und -aktivitäten

Die Bewertung der gesundheitlichen Auswirkungen der radioaktiven und konventionellen Ausflüsse (durch den Verzehr von Nahrungsmitteln, z. B der Erzeugnisse aus der Mündung) aus dem Kraftwerk von Blayais zeigt keine ihm zuzuschreibenden Gesundheitsrisiken für die potentiell exponierten benachbarten Bevölkerungsgruppen auf.
Daher hat der Betrieb des Kraftwerks von Blayais keine maßgeblichen Auswirkungen auf Freizeitanlagen und -aktivitäten.

Analyse der Auswirkungen auf sonstige Nutzungen

Die ermittelten sonstigen Nutzungen sind die Fischerei und die Aquakultur.
Die Bewertung der gesundheitlichen Auswirkungen der radioaktiven und konventionellen Ausflüsse (auch beim Baden und durch den Verzehr von Nahrungsmitteln, z. B der Erzeugnisse aus der Mündung) aus dem Kraftwerk von Blayais zeigt keine Gesundheitsrisiken für die potentiell exponierten benachbarten Bevölkerungsgruppen auf.
Außerdem entnimmt das Kraftwerk von Blayais das Wasser zur Kühlung seiner Anlagen aus der Gironde-Mündung. Das Konzept der Wasserentnahmebauwerke begrenzt das Ansaugen von Lebewesen am Entnahmepunkt. Dennoch werden bei der Wasserentnahme Wasserlebewesen an den Entnahmepunkten des Kraftwerks von Blayais angesaugt, insbesondere kleine Fischarten oder einzelne Individuen (hauptsächlich Jungfische), die nicht über die nötige Kraft verfügen, um dem Saugstrom zu entkommen.
Durch eine über ein Jahr laufende technische Studie konnten die Mengen Wasserlebewesen quantifiziert werden, die der Filterung des Kraftwerks zum Opfer fallen. Ein Teil der angesaugten Lebewesen wird lebend in die Mündung zurückgeführt, wobei die Sterblichkeitsrate von der Art abhängt. Die von den Entnahmepunkten des Kraftwerks von Blayais angesaugten Mengen an Wasserlebewesen sind bei manchen Arten durchaus beträchtlich im Verhältnis zu den von den lokalen Fischereibetrieben oder im ICES-Gebiet[25], in dem das Kraftwerk liegt, gefischten Mengen. Dies ist insbesondere bei Aalen und Sägegarnelen der Fall. Jedoch ist für diese Arten der Markt gering.
Die Wasserentnahme in der Gironde-Mündung, die für den Betrieb des Kraftwerks von Blayais erforderlich ist, hat wahrscheinlich Auswirkungen auf den Fang bestimmter Arten. Vermeidungsmaßnahmen (Konzept der Wasserentnahmepunkte) dienen dazu, diese potenziellen Auswirkungen auf die Fischerei zu mildern. Außerdem arbeitet EDF an der Verbesserung der Kenntnisse, insbesondere bezüglich des Maifischs, um durch bestmögliche Maßnahmen die Bestände dieser Arten zu erhalten und, im Falle der Finte, dazu beizutragen, den Fischfang aufrecht zu erhalten.

Analyse der Auswirkungen auf den Energieverbrauch

Der Betrieb des Kraftwerks von Blayais dient der Erzeugung von elektrischer Energie: 25,3 TWh im Jahr 2019, 23,4 TWh im Jahr 2020 und 24,5 TWh im Jahr 2021.
Der Stromverbrauch des Kraftwerks beträgt jeweils 87 GWh, 122 GWh und 98 GWh für die Jahre 2019, 2020 und 2021, was demnach 0,3 %, 0,5 % et 0,4 % der vom Kraftwerk erzeugten elektrischen Energie entspricht.
Das Kraftwerk von Blayais verfügt auch über Diesel-Notstromaggregate. Deren ordnungsgemäße Funktion wird durch periodische Probeläufe gewährleistet. 2021 lag der mit diesen Probeläufen verbundene Jahreskraftstoffverbrauch bei etwa 240 m³ Offroad-Diesel („roter“ Diesel).
Der Kraftwerksbetrieb hat somit keine Auswirkungen auf den Energieverbrauch.

[25] Der International Council for the Exploration of the Sea (ICES) hat die Zone 27, die dem Nord-Ost-Atlantik entspricht, in Unterzonen und Teilzonen unterteilt. Die Unterzonen und Teilzonen werden als „ICES-Zone“ bezeichnet.

5.7.8.Abfallmanagement

5.7.8.1. Erzeugte Abfälle

Für seine Tätigkeiten zur Stromerzeugung, Anlagenwartung, Lagerung der Abfälle und Logistik erzeugt der Betrieb des Kraftwerks von Blayais zwei Arten von Abfällen: radioaktive Abfälle und konventionelle Abfälle.

- Radioaktive Abfälle werden entsprechend ihrer Radioaktivitätsklasse und der Halbwertszeit der enthaltenen Radionuklide eingestuft. Sie stammen aus:
  - Der Aufbereitung radioaktiver Ausflüsse: Filter, Aktivkohle, Verdampfungskonzentrate, Wasserfilter, Ionentauscherharze, Schlamm...; ;
  - Den Maßnahmen zum Handling der Brennelemente: Bündel, Stabhüllen, Brennelementgestelle...;
  - Den normalen Wartungsmaßnahmen: radioaktive Ausschussteile aus der Mechanik, Werkzeug, Stoffabfälle...;
- Die konventionellen Abfälle sind Abfälle, die in den Bereichen ohne radioaktive Stoffe erzeugt werden. Sie bestehen aus inerten Abfällen (Schutt, Erde...), nicht inerten ungefährlichen Abfällen (Holz, Verpackungen, Papier, Karton, Glas, Kunststoff, Metalle...) , und gefährlichen Abfällen (Lacke, Kohlenwasserstoffabfälle, Asbest...).

WEITERE INFORMATIONEN ÜBER … DEN ZYKLUS DER BRENNELEMENTE IN FRANKREICH

Der Hauptbrennstoff, der in Kernreaktoren verwendet wird, ist Uran, eine natürliche Ressource. Der „Brennelementezyklus“ bezeichnet sämtliche Industrieschritte, die die Brennelemente betreffen, vom Abbau des Erzes bis zur Lagerung der radioaktiven Abfälle aus den verbrauchten Brennstäben.
Der Brennelementezyklus besteht aus drei Schritten:

- Erste Phase des Zyklus: das Uran wird abgebaut, mittels eines chemischen Verfahrens in einen gasförmigen Zustand umgewandelt und angereichert. Dieses Material wird als Kernbrennstofftablette in hermetisch verschlossene Metallrohre eingesetzt, die zu Brennelementbündeln aus angereichertem Natururan (UNE – Uranium naturel enrichi) zusammengebaut werden.
- Zentrale Phase des Zyklus: diese Brennelementbündel werden in die Reaktoren geladen und vier bis fünf Jahre lang verwendet, um elektrischen Strom zu erzeugen.
- Letzte Phase des Zyklus: Nach diesem Zeitraum werden die Brennelementbündel ausgebaut und während einer ersten Phase zum Abbau der Wärme und Radioaktivität im Abklingbecken des Brennelementelagers des Kraftwerks zwischengelagert. Anschließend werden die Brennelementbündel nach der Aufbereitung in einem „geschlossenen Zyklus“ recycelt, wobei die recycelbaren Energieträger der verbrauchten Brennelemente (Plutonium und Uran) extrahiert und nur die Abfälle als solche betrachtet werden, die nicht wiederverwertbar sind.
- Aufgrund der Entscheidung der französischen Regierung für ein Recycling im „geschlossenen Zyklus“ können Ressourcen gespart und das erzeugte Abfallvolumen reduziert werden.



5.7.8.2. Modalitäten und Sektoren für das Abfallmanagement

Die verschiedenen Schritte für das Abfallmanagement sollen die Zumutbarkeit der Abfälle durch den oder die Sektoren gewährleisten, für die sie bestimmt sind, und die jeweiligen Auswirkungen verringern. Die Schritte des Abfallmanagements: Sortierung vor Ort, Sammeln, Prüfen, Verpackung und Abtransport.

- ***Radioaktive Abfälle***

Die radioaktiven Abfälle werden vor Ort nach Ortsdosisleistung (DeD – Débit d'équivalent de dose) – unter oder über 2 mSv/h bei Kontakt –, ihrem physikalischen Zustand (Feststoff oder Flüssigkeit), ihrer physikalischen Art und ihrem Produktionsort sortiert.
Sie werden an verschiedenen Stellen gesammelt, geprüft und verpackt, damit sie die Anforderungen der Spezifikationen des Sektors erfüllen, für den sie bestimmt sind (z. B. Verpackung in Betonverschalungen, Metallfässern oder Kunststoffbehältern für technologische, nur schwach radioaktive Abfälle, im Big-Bag oder Kisten für technologische, nur sehr schwach radioaktive Abfälle).
Die Zwischenlagerbereiche und -anlagen sowie die Zwischenlager-Referenzdauern von radioaktiven Abfällen berücksichtigen die Art und Radioaktivität der Abfälle sowie die Eigenschaften der Anlagen und Bereiche für die dazugehörigen Zwischenlageranlagen und Bereiche.

Nach der Zwischenlagerung werden die Abfälle des Standorts entsprechend ihrer Eigenschaften den jeweiligen Sektoren der nationalen Behörde für die Verwaltung radioaktiver Abfälle (ANDRA – Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs) und von Cyclife France (CENTRACO) zugeführt:

- Der Verbrennungssektor von Cyclife France (**CENTRACO**) zur Aufbereitung sogenannter „technologischer" Abfälle (Vinyl, Papier, Lappen...), Ionentauscherharze, wässrige Ausflüsse, borhaltige Konzentrate, Öle und Lösemittel;
- Der Verbrennungssektor von Cyclife France (CENTRACO) zur Aufbereitung eisenhaltiger Metallabfälle und gemischter Abfälle sowie bestimmter massiver Teile, unter der Voraussetzung der Annahme der Anfrage;
- Der Lagerungssektor der ANDRA mit der Lagerstätte im Departement Aube (CSA – Centre de stockage de l'Aube) oder des Industriezentrums mit Sammelzwischenlager- und -lagerstätte (CIRES – Centre industriel de regroupement d'entreposage et de stockage) sammeln, bereiten ggf. auf und lagern Abfälle mit sehr schwacher bis mittlerer Radioaktivität.

Das Aufbereitungs- und Verpackungszentrum **CENTRACO** (CENtre de TRAitement et de COnditionnement) ist eine Industrieanlage zur Aufbereitung von sehr schwach bis mäßig radioaktiven Abfällen mit kurzer Halbwertszeit.



©EDF
CENTRACO-Lebenszyklus – Trennen mit dem Schneidbrenner vor dem Einschmelzen

Konventionelle Abfälle

Konventionelle Abfälle werden in einer minimalen Entfernung vom Ort ihrer Erzeugung gesammelt. Bestimmte Abfälle werden im Überführungslager für konventionelle Abfälle am Standort gesammelt und zwischengelagert, bevor sie nach einer Kontrolle weitergeleitet werden, die gewährleistet, dass am Standortausgang keine Kontamination vorhanden ist. Die vom Kraftwerk von Blayais für konventionelle Abfälle eingesetzten Sektoren werden in zwei Arten unterteilt: der Abfallbeseitigungssektor und der Wiederverwertungssektor.
Die Wahl des Sektors wird von den zwei folgenden Prinzipien bestimmt:

- Der Hierarchie der Abfallaufbereitungsmethoden, die vorzugsweise in der folgenden Reihenfolge zur Anwendung kommen: Wiederverwendung, Recycling, sonstige Wiederverwertungen (insbesondere für die Wärmegewinnung) und Abfallbeseitigung;
- Dem Prinzip der Standortnähe.

5.7.9.Maßnahmen zur Vermeidung und Minimierung der Auswirkungen und Kompensierungsmaßnahmen

ERC-MESSUNGEN

Die Reihenfolge „Vermeiden, verringern, kompensieren“ (ERC – Éviter, réduire, compenser) soll Umweltschäden vermeiden, diejenigen verringern, die nicht hinreichend vermieden wurden, und nach Möglichkeit die maßgeblichen Auswirkungen kompensieren, die weder vermieden noch hinreichend verringert werden konnten.

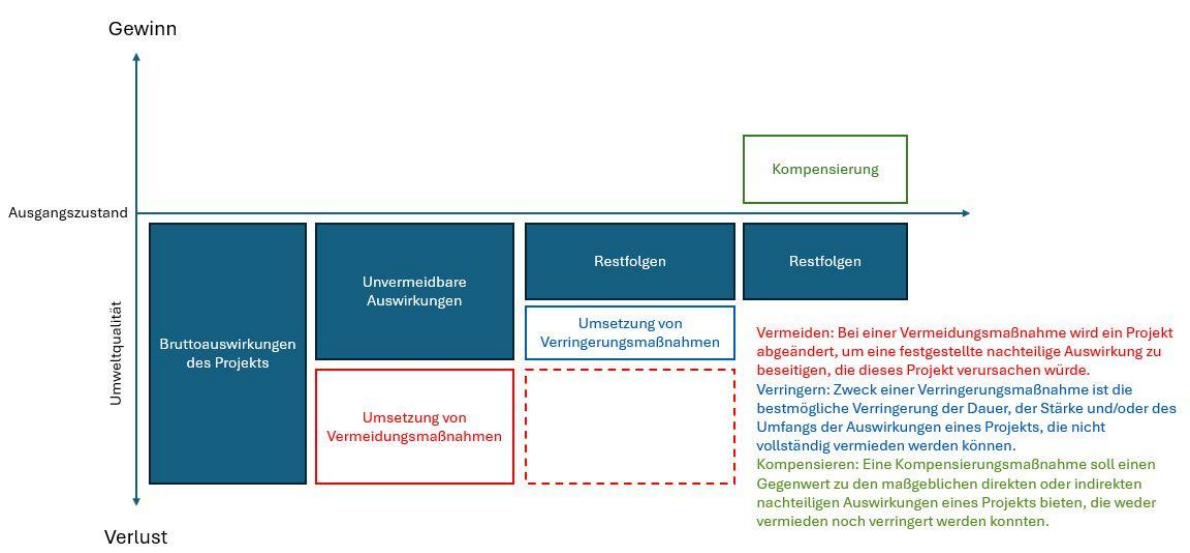


Abbildung der ERC-Sequenz in der französischen Rechtsprechung (Quelle: environnement.gouv.fr)

Luft und Klimafaktoren

Bei der Analyse der Auswirkungen auf Luft und Klimafaktoren wurden Verringerungsmaßnahmen berücksichtigt. Diese Analyse ergibt keine maßgeblichen Auswirkungen auf Luftqualität und Klima, so dass keine zusätzlichen Maßnahmen zur Kompensierung maßgeblicher negativer Folgen vorgeschlagen werden. Außerdem fördern die folgenden ergriffenen Maßnahmen die Begrenzung der CO_2-Freisetzungen hinsichtlich:

- der Personentransporte am Standort von Blayais:
  - Sämtliche Bereitschaftsfahrzeuge am Standort werden elektrisch betrieben;
  - Bereitstellung einer Buslinie seit etwa zehn Jahren;
  - Einrichtung eines Systems zur Förderung von Fahrgemeinschaften im Rahmen des Mobilitätsplan des Standorts durch Bereitstellung einer Austausch-Plattform und spezieller Parkplätze (in Eingangsnähe);
  - 2020 wurden im Rahmen des Implementierungsprogramms der Gruppe EDF EV100 100 Ladesäulen für Elektrofahrzeuge innerhalb der Kraftwerksgrenzen, sowie weitere Ladesäulen am Kraftwerk für Fahrzeuge mit hohem Nutzungsgrad aufgestellt. 2022 wurden weitere Ladesäulen installiert.
- Des Betriebs der Dieselmotoren: Implementierung eines Wartungsprogramms zur Vermeidung bzw. Verringerung der Abgasfreisetzungen. So kann z. B. die Verwendung eines Kraftstoffs mit sehr niedrigem Schwefelgehalt[26] und eines Frostschutzmittel aus Wasser und Glykol Verkokungen und Verlackungen in der Zylinderbohrung der Dieselmotoren begrenzen.

[26] Die Vorschriften fordern einen Schwefelgehalt unter 1 % Masse im schweren Heizöl gemäß der Verordnung vom 25. April 2000 über die Eigenschaften von schwerem Heizöl.

Das Kraftwerk von Blayais hat 2019 einen Dauerplan zur Verringerung von Schwefelhexafluoridaustritten implementiert, der die folgenden Regeln enthält: Suche und Lokalisierung des Lecks, Eindämmung und Behebung, Kontrolle und Prüfung, Implementierung eines Abbauplans.

Oberflächengewässer

Das Kraftwerk von Blayais verfügt über eine Organisation, die einen optimierten Umgang mit der Freisetzung seiner chemischen Ausflüsse in die Oberflächengewässer gewährleistet, und zwar:

- Verringerung an der Quelle der Erzeugung von Ausflüssen, insbesondere durch die Begrenzung der Produktmengen und der Chemikalienkonzentration in den flüssigen Ausflüssen;
- Selektives Sammeln der Ausflüsse, um jeden individuell so effizient wie möglich aufzubereiten oder ggf. sogar wiederzuverwenden;
- Sicherstellung der Leistungsfähigkeit der Ausflussaufbereitungsanlagen;
- Optimierung der Aufbereitung der Leitungssysteme, um die Freisetzungen von Chemikalien auf das absolute Minimum zu reduzieren, ohne jedoch die Wirksamkeit dieser Aufbereitungen zu beeinträchtigen.
- Überwachung der Beachtung der Vorschriften, hauptsächlich hinsichtlich der Modalitäten zur Kontrolle der Ausflüsse vor bzw. während einer Freisetzung und der Überwachung des Umfelds im Bereich des Kraftwerks von Blayais;
- Festlegung von jährlichen Freisetzungszielen unter den vorgeschriebenen Grenzwerten und Anstreben der kontinuierlichen Verbesserung;

Jede der vom Kraftwerk von Blayais implementierte Maßnahme entspricht der jeweils „Besten verfügbaren Technik“ (MTD – Meilleure technique disponible);

Böden und Grundwasser

Die wichtigsten Maßnahmen zur Vermeidung und Minderung der Auswirkungen auf die Böden und das Grundwasser sind dazu bestimmt, die Gefahr des Eindringens in die Böden und das Grundwasser auf ein Minimum zu reduzieren, unter Beachtung der Besonderheiten der gehandhabten Stoffe, die während der Bauphase, des Betriebs und der Wartung der betreffenden Anlagen und Vorrichtungen möglicherweise die Böden und das Grundwasser belasten könnten.
Die Lagerung und Verwendung von Gefahrstoffen unterliegen strengen Vorschriften. So erfolgt die Lagerung unter maximalen Vorbeugungsmaßnahmen, um ihre Freisetzung in die Umwelt zu verhindern (Sammelbecken, Verlagerung in abgedichtete Bereiche). Strategische Bereiche werden für den Fall von Freisetzungen mit Schadstoffsammelsets ausgestattet. Außerdem werden die Mitarbeiter auf die Problematiken hinsichtlich des Umgangs mit Gefahrstoffen hingewiesen. Die Schalwände bilden eine Barriere für die Schwemmlandgrundwasserströmungen und tragen so dazu bei, die Kontamination des Grundwassers im Falle eines versehentlichen Verschüttens im Bereich der Bauwerke zu vermeiden.
Außerdem verfügt das Kraftwerk von Blayais über Mittel zur Vermeidung und Minimierung der potenziellen Auswirkungen des Anlagenbetriebs, die entweder schon bei der Planung oder nachträglich im Rahmen der kontinuierlichen Verbesserung der Anlagen implementiert wurden. Zur effizienten Überwachung des Grundwasserzustands und frühzeitigen Erkennung möglicher Störfälle wurde ein Netzwerk aus Piezometern eingerichtet.

Radioökologie

Die implementierten Entwicklungs- und Betriebsmaßnahmen dienen der Begrenzung der Freisetzungen radiologischer Ausflüsse:

- Durch Verringerung der Schadstoffmengen an der Quelle (Recycling der Ausflüsse des Primärkreises, Verbesserung der Abdichtung der Brennstabhüllen, Brennstabhüllen aus Zirkoniumlegierung, die fast das gesamte bei der Spaltung entstehende Tritium im Innern der Brennstäbe isoliert);
- Durch eine **Filterung** oder spezielle Aufbereitung vor der Freisetzung;
- Durch Optimierung der Aktivitätskonzentration der in den Ausflüssen vorhandenen Radionuklide anhand des **radioaktiven Zerfalls** dieser Radionuklide;
- Durch Steuerung der Freisetzungen.

Die **Filterung** dient dazu, den Großteil der Radionuklide vor ihrer Freisetzung auszufiltern. Die Kernkraftwerke von EDF sind mit hochwirksamen Filtern (THE – Très haute efficacité) ausgestattet.

Der **radioaktive Zerfall** bezeichnet die Verringerung der Radioaktivität eines radioaktiven Stoffs durch spontane Zersetzung im Laufe der Zeit.

Artenvielfalt

Zusätzlich zu den bereits erläuterten Maßnahmen werden spezielle Maßnahmen zugunsten der Fauna und Flora im Rahmen der Entwicklung der Wasserentnahmebauwerke vorgeschlagen, um das Ansaugen von Lebewesen im Bereich der Wasserentnahme zu verhindern. So verhindern z. B. am Eingang der Pumpstation feste Vorfilterungsgitter mit einem Durchlass von 9 cm zwischen den Stangen das Eindringen von schwimmenden Gegenständen und größeren Individuen (> 100 mm). Trotz dieses Konzepts der Wasserentnahme werden Lebewesen angesaugt und von den Drehfiltern (Filtertrommeln) aufgehalten, sobald sie größer als 3 mm sind. Daher wurde ein System zum Abwaschen der Lebewesen mit Niederdruck (1 bar) vor ihrer Zurückleitung in die Umwelt entwickelt und an den acht Filtertrommeln des Standorts installiert, um zu verhindern, dass diese Lebewesen in den Filtern hängen bleiben.
Bezüglich der Vögel und Landlebewesen setzt sich das Kraftwerk von Blayais aktiv an der Seite seiner historischen Partner für den Schutz der lokalen biologischen Vielfalt ein. Seit 1984 unterhält das Kraftwerk eine Partnerschaft mit der Jägervereinigung „Fédération de Chasse de la Gironde“ und weiteren lokalen Akteuren zur Pflege eines Vogelschutzgebiets. Dort werden zahlreiche Aktionen zur Entwicklung eines vielfältigen Mosaiks aus feuchten Lebensräumen und zum Wassermanagement des Standorts durchgeführt, um Wasservögeln während der Überwinterung oder Brutzeit bestmögliche Bedingungen zu bieten.

Bevölkerung und deren Gesundheit

Die Maßnahmen zur Vermeidung und Reduzierung der Auswirkungen der Freisetzungen in die Atmosphäre und die Oberflächengewässer wurden bereits in den vorstehenden Absätzen erläutert.
In Bezug auf die Lärmbelastung werden bereits während der Entwicklungen Maßnahmen zur Verringerung der Lärmbelästigungsquellen ergriffen. An bestimmten Gerätschaften und Anlagen werden Messungen durchgeführt. Es werden auch Maßnahmen zur Begrenzung der potentiellen Lärmbelästigung durch temporäre Anlagen oder Versuche ergriffen (Wahl der am wenigsten störenden Zeitfenster, Durchführungsorte, Wahl der Verfahren oder Gerätschaften, Einrichtung von Lärmschutzvorrichtungen).
Hinsichtlich der Lichtemissionen durch die Beleuchtungen werden Maßnahmen zur Verringerung der Belästigung ergriffen: Ausrichtung der Leuchten zum Kraftwerksstandort hin und auf den Boden, Begrenzung der Beleuchtung auf das für die Sicherheit des Kraftwerksareals nötige Minimum und außerhalb der Arbeitszeiten.

Menschliche Aktivitäten

Die bereits durchgeführte Analyse der Auswirkungen auf die menschlichen Aktivitäten weist keine negativen Einflüsse auf, mit Ausnahme der Fischerei, auf die das Kraftwerk voraussichtlich begrenzte Auswirkungen hat. Die Maßnahmen zur Verringerung dieser möglichen Auswirkungen auf den Fischfang wurden im vorstehenden Abschnitt dargelegt (einschließlich der finanziellen Unterstützung der Tierschutzvereinigungen wie z. B. der Verein zur Wiedereinbürgerung des Aals („Association de repeuplement de l‘anguille“), der Teilnahme an Programmen zur Verbesserung der Kenntnisse und der Bereitstellung von Überwachungsdaten aus der Mündung zugunsten von wissenschaftlichen Studien). Daher werden keine Maßnahmen zur Vermeidung, Verringerung oder Kompensierung maßgeblicher negativer Folgen vorgeschlagen.

- ***Abfallmanagement***

Das Konzept des Standorts von Blayais ermöglicht ein optimiertes Management der Abfälle aus dem Betrieb seiner Anlagen, das auf folgenden Punkten beruht:

- Der Verringerung der Menge und Schädlichkeit der Abfälle an der Quelle;
- Der Sortierung und selektive Sammlung der Abfälle;
- Die Einrichtung von leistungsstarken Aufbereitungsverfahren, die die Annahmespezifikation des oder der Sektoren erfüllen, für die diese Abfälle bestimmt sind.

Die verschiedenen Maßnahmen zur Vermeidung bzw. Minderung der Auswirkungen wurden bei der Analyse der kurz-, mittel- und langfristigen negativen und positiven, direkten und indirekten, zeitweiligen und dauerhaften Auswirkungen der Abfälle berücksichtigt.
Diese Analyse ergibt keine maßgeblichen Auswirkungen, so dass keine zusätzlichen Maßnahmen zur Vermeidung, Verringerung oder Kompensierung maßgeblicher negativer Folgen vorgeschlagen werden.

5.7.10. Auswirkungen der Stilllegung des Kraftwerks auf den Klimawandel

Im Falle einer hypothetischen endgültigen Stilllegung des Kraftwerks verringern sich die Auswirkungen auf die Umwelt unter anderem aufgrund der geringeren Wasserentnahme- und Freisetzungsmengen. Wie bereits erläutert, sorgen das Konzept, die ständigen Verbesserungen, die während des 40jährigen Betriebs implementiert wurden, die Maßnahmen für die Artenvielfalt, die Kontrolle des Betriebs dafür, dass der normale Betrieb des Kraftwerks keine maßgeblichen negativen Auswirkungen auf seine Umwelt verursacht. Seine Stilllegung würde keine nennenswerten Vorteile für die Umwelt bieten. Andererseits würde die Stilllegung des Kraftwerks zu einer deutlichen Zunahme der Treibhausgasfreisetzungen führen,

da die Erzeugung von Strom durch Kernenergie nur sehr wenig Treibhausgase freisetzt. 4 Gramm CO_2-Äquivalent pro kWh gemäß der Lebenszyklusanalyse (ACV) pro kWh aus Kernkraft für den gesamten Lebenszyklus des aktuellen französischen Kraftwerksparks, im Verhältnis zu einem Durchschnittswert von 224 g CO_2/kWh für den europäischen Energiemix (https://www.statistiques.developpement-durable.gouv.fr/edition-numerique/chiffres-cles-du-climat/fr/).

Das Kraftwerk von Blayais erzeugt durchschnittlich 23 TWh/Jahr Strom, wobei weniger als 92.000 Tonnen CO_2 freigesetzt werden.
Im Falle einer endgültigen Stilllegung des Kernkraftwerks von Blayais würde der CO_2-Ausstoß zur Erzeugung der gleichen Menge Strom aus dem europäischen Energiemix um mehr als 5 Millionen Tonnen CO_2[27] ansteigen.

[27]Ausgehend von der CO_2-Absorptionskapazität von ca. 4 T CO_2/ha/Jahr eines Laubwaldes müssten mehr als 1.250.000 Hektar (125 km x 100 km) Wald gepflanzt werden, um die Freisetzung dieser zusätzlichen CO_2-Menge in die Atmosphäre zu kompensieren.



6. BEWERTUNG DER GRENZÜBERSCHREITENDEN AUSWIRKUNGEN

Luftbild des Kraftwerks von Blayais
Copyright Marc Didier – Parker Wayne Philips (PWP)

Im Falle eines Kernreaktorunfalls können potentiell gesundheitsschädliche radioaktive Stoffe in die Umwelt entweichen.

Dieses Kapitel beschreibt die Auswirkungen auf den Menschen und die Umwelt aufgrund eventueller radiologischer Störfälle und Unfälle. Zur Prüfung des Konzepts von Kernkraftanlagen gelten in Frankreich Höchstwerte für die radiologischen Folgen oder Maximaldosiswerte, die unter Berücksichtigung der Häufigkeit von Unfällen festgelegt werden. So gelten zum Beispiel für Störfälle mit mäßiger Häufigkeit (ein Unfall in über 100 Betriebsjahren) Dosen, die durch das französische Sozialgesetzbuch festgelegt sind. Auch zum Beispiel bei sehr hypothetischen schwereren Unfällen mit Kernschmelze müssen die Folgen räumlich und zeitlich begrenzt bleiben und mit dem Management der Situation durch die Behörden kompatibel sein, um die Bevölkerung zu schützen. Daher wurden die Störfälle und Unfälle, auch solche mit Kernschmelze, bei der Entwicklung und dem Betrieb des Kraftwerks berücksichtigt, damit ihre Folgen verringert und eingeschränkt werden können.

Grenzüberschreitende Auswirkungen sind nur bei Unfällen mit Kernschmelze wahrscheinlich. Während des normalen Betriebs oder sonstiger Unfälle sind diese Auswirkungen tatsächlich vernachlässigbar. Ein solcher Unfall mit Kernschmelze ist ein sehr unwahrscheinliches extremes Ereignis, das nur bei einem Ausfall mehrerer Schutzsysteme und Steuerungssysteme des Reaktors auftreten kann. Die Auswirkung der Ausbreitung radioaktiver Stoffe in einem Umkreis von bis zu 1.000 km um das Kraftwerk im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze wurde gemäß dem Prinzip des „Worst Case“ untersucht.

Nach der endgültigen Stilllegung des Reaktors werden die verbrauchten Brennelemente während der Rückbauvorbereitungsphase aus dem Reaktor in das Lagerbecken überführt. Danach ist die Möglichkeit eines Unfalls mit Kernschmelze nicht mehr gegeben (siehe § 4.4).

6.1. Anforderungen hinsichtlich der radiologischen Folgen

6.1.1. Ansatz zur Bewertung der radiologischen Folgen

Um zu prüfen, dass die (in 4 Kategorien eingestuften) zusätzlichen oder Bemessungsstörfälle und -unfälle, oder die Unfälle mit Kernschmelze – auch in einem grenzüberschreitenden Kontext – nur begrenzte radiologische Folgen für die Bevölkerung haben, werden die Ergebnisse der Dosisberechnungen mit den an die untersuchte Situation angepassten Dosisgrenzwerten verglichen. Da die für eine Kernkraftanlage möglichen Auslöser nicht die gleichen Wahrscheinlichkeiten eines Auftretens aufweisen, müssen die erlittenen radiologischen Folgen umso geringer sein, je höher die Wahrscheinlichkeit eines Unfalls ist.

Außerdem werden diese Dosisgrenzwerte auch hinsichtlich des zu betrachtenden Zeitraums untersucht:

- Die Dosis für die kurzfristige Phase des Unfalls, die auf 24 Stunden und auf 7 Tage berechnet wird,
- Und die langfristige Dosis, die für die strahlenempfindlichste Bevölkerung auf 50 Tage berechnet wird.

Diese Dosen werden für die Entfernung berechnet, in der sich bei den Kraftwerken der 900 MWe-Klasse oder den konventionellen Kraftwerken die nächstgelegenen Wohnstätten befinden (650 m bzw. 2, 5 und 10 km). Bei den Reaktoren von Blayais liegen die nächstgelegenen Wohnstätten in einer Entfernung von 900 m.

Die Bewertung der radiologischen Folgen von Unfällen beruht auf einer annehmbar pessimistischen Bewertung der Freisetzungen in die Umwelt, unter Berücksichtigung aller Übertragungswege von den Brennelementen bis zu den Grenzen der Anlagen. Die Dosen aufgrund der freigesetzten radioaktiven Stoffe werden dann auf der Grundlage realistischer Szenarien bewertet, ohne dabei eventuelle Schutzmaßnahmen zu berücksichtigen. Dies betrifft insbesondere die folgenden Dosen:

- Die kurz- oder langfristige Gesamtwirkdosis (oder Gesamtkörperdosis)
- Die für die kurzfristige Phase geschätzte schilddrüsenäquivalente Dosis.

Die Bewertung der Wirkdosen berücksichtigt alle internen und externen Expositionswege (Wolke, Ablagerungen, Einatmen und Verschlucken).

Um die Auswirkungen der freigesetzten Radioaktivität auf den Menschen und die Umwelt möglichst umfassend beurteilen zu können, wird die Messung der Dosen durch eine Bewertung des Abstands vervollständigt, unter dem die Kontamination der Nahrungsmittel (insbesondere bei Milch und Pflanzen) die in der Europäischen Union geltenden Grenzwerte für die Vermarktung überschreitet (maximal zulässige Level (NMA – Niveaux maximaux admissibles)).

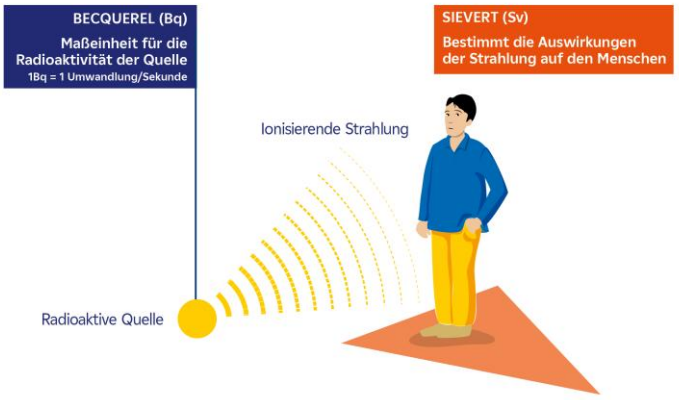
Alle diese Dosimetriebewertungen berücksichtigen die Unsicherheiten aufgrund mangelnder Kenntnisse. Es wurden keine Kenntnislücken festgestellt, die eine aussagekräftige Bestimmung dieser Dosen verhindern könnten, deren Ergebnisse im Folgenden näher beschrieben werden.

6.1.2. Anforderungen an die Ergebnisse

Bezugswerte der maximalen radiologischen Folgen:

- 1. Kategorie – Normalbetrieb: Einhaltung der vom französischen Sozialgesetzbuch festgelegten Dosisgrenzwerte; die Beachtung dieser Werte wird durch die Einhaltung der in den Beschlüssen der Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection (ASNR – Behörde für nukleare Sicherheit und Strahlenschutz) festgelegten Freisetzungsgrenzwerten für radioaktive Stoffe gewährleistet.
- 2. Kategorie – Mäßig häufige Störfälle: Beachtung der dem Kraftwerk zugestandenen jährlichen Freisetzungen für jeden Störfall der 2. Kategorie. Die Auswirkungen dieser Freisetzungen übersteigen an der Standortgrenze nicht den Wert von 1 mSv/Jahr.
- 3. Kategorie – Sehr selten auftretende Unfälle: kurzfristige Wirkdosis < 10 mSv.
- 4. Kategorie – Hypothetische Unfälle: kurzfristige Wirkdosis < 50 mSv.
- Zusätzliche Ereignisse und Unfälle: kurzfristige Wirkdosis < 50 mSv.

MAßEINHEITEN DER RADIOAKTIVITÄT



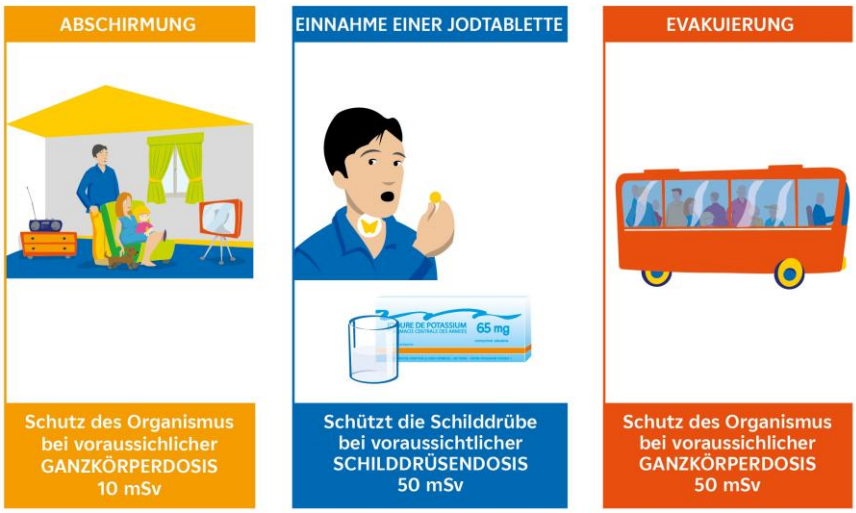
Diese Beschreibung beschränkt sich auf die am häufigsten verwendete Einheiten:

- Das **Becquerel (Bq)** misst die Radioaktivität der Quelle, d. h. die Anzahl Kernumwandlungen pro Sekunde. Diese Einheit ist extrem klein: Die Radioaktivität von Granit beispielsweise beträgt 1.000 Bq/kg.
- Das **Sievert (Sv)** gibt die Auswirkungen der Strahlung auf den Menschen an. Die Exposition wird im Allgemeinen in Millisievert (mSv) oder Mikrosievert (µSv) angegeben.

Beispiel: in Frankreich liegt die Exposition einer Person durch natürliche Radioaktivität im Durchschnitt bei 3 mSv pro Jahr.

Im Hinblick auf die **kontinuierliche Verbesserung** zielt die 4. periodische Sicherheitsüberprüfung darauf ab, möglichst bei allen Bemessungsunfällen oder zusätzlichen Ereignissen oder Unfällen auf die Implementierung von Schutzmaßnahmen für die Bevölkerung (Abschirmung, Evakuierung, Verabreichung von stabilem Jod) verzichten zu können Die Ergebnisse werden mit Bezugswerten verglichen, die den Einsatzleveln bei radiologischen Notstandssituationen entsprechen:

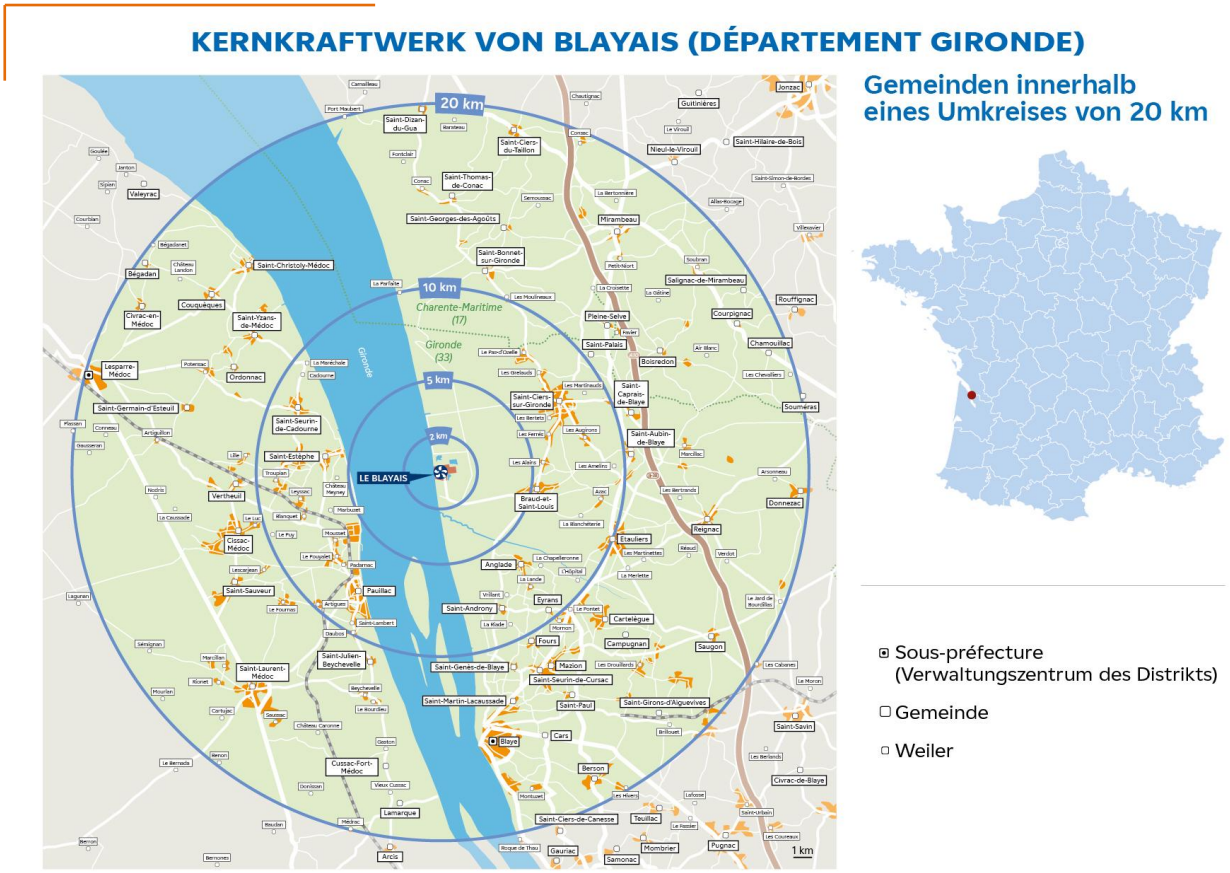
- Eine Wirkdosis von 10 mSv für die Abschirmung,
- Eine Wirkdosis von 50 mSv für die Evakuierung,
- Eine schilddrüsenequivalente Dosis von 50 mSV für die Verabreichung von stabilem Jod.



Bei den **langfristigen Gesamtwirkdosen** aus Unfällen entspricht der festgelegte Referenzwert dem Dosisgrenzwert aus dem französischen Arbeitsgesetzbuch, d. h. 1 Sv (Grenzwert im Verhältnis zu der von einem Arbeitnehmer für die Gesamtlebensdauer erhaltene Gesamtwirkdosis bei radiologischen Notstandssituationen, Artikel R. 4451-9).

6.2. Radiologische Folgen

Die folgende Karte zeigt die Bereiche, die von den in diesem Abschnitt genannten Abständen betroffen sind.



6.2.1. Radiologische Folgen der Bemessungsunfälle

Ergebnisse für Störfälle der 2. Kategorie

Die Störfälle der 2. Kategorie entsprechen auslösenden Ereignissen mit einem mäßigen jährlichen Aufkommen im Laufe der Lebensdauer des Kraftwerks (ein Störfall für maximal 100 Betriebsjahre), die zur Implementierung eines Schutzsystems führen. In diesen Szenarien ist die Integrität der Schutzhüllen gewährleistet.

Die Werte der Gesamtwirkdosen und kurzfristigen schilddrüsenäquivalenten Dosen für die strahlenempfindlichsten Bevölkerungsgruppen liegen in einem Abstand von 650 m (erste Wohnstätten bei sämtlichen Kraftwerken der 900 MWe-Klasse) in der Größenordnung einiger Dutzend µSv und damit weit unter dem Bezugswert der 2. Kategorie. Die kurzfristigen Ergebnisse der Studien über die radiologischen Folgen von Unfällen der 2. Kategorie werden nachfolgend für die in dieser Kategorie beschriebenen Szenarien zusammengefasst:

	Kurzfristige Gesamtwirkdosis
Bezugswerte	1 mSv
Verlust aller externen Stromversorgungen	$5{,}0\ 10^{-4}$ mSv
Unbeabsichtigtes Öffnen eines Ventils im Sekundärkreis (OISS) oder Bruch einer Dampfleitung	$1{,}5\ 10^{-3}$ mSv

Bei Störfällen der 2. Kategorie ist die Gesamtwirkdosis im Bereich der ersten Wohnstätten für alle Kraftwerke der 900 MWe-Klasse auf $5{,}3\ 10^{-2}$ mSv/Jahr begrenzt.

Ergebnisse für Unfälle der 3. Kategorie

Die Unfälle der 3. Kategorie entsprechen auslösenden Ereignissen mit einem geringen jährlichen Aufkommen im Laufe der Lebensdauer des Kraftwerks (ein Unfall für 100 bis 10.000 Betriebsjahre), die zu begrenzten Sachschäden an einem geringen Prozentsatz der Brennelementbündel führen können. Die geometrische Struktur des Reaktorkerns bleibt bestehen, so dass seine Kühlung weiterhin gewährleistet ist. Die Integrität der Reaktorschutzhülle bleibt bestehen, der Bruch einer Leitung des Dampferzeugers führt lediglich zur Umgehung der 3. Schutzhülle.

Folgende kurzfristige radiologische Folgen solcher Unfälle der 3. Kategorie für die strahlenempfindlichsten Bevölkerungsgruppen in einem Abstand von 650 m (erste Wohnstätten bei sämtlichen Kraftwerken der 900 MWe-Klasse) sind möglich:

	Gesamtwirkdosis	Schilddrüsenäquivalente Dosis
Bezugswerte	10 mSv	50 mSv
Verlust des Kältemittels im Primärkreis (kleiner Riss mit einem Durchmesser von max. 25 mm)	$5{,}7\ 10^{-3}$ mSv	$1{,}0\ 10^{-1}$ mSv
Entnahme eines einzigen Bündels zur Leistungsregelung	$9{,}1\ 10^{-1}$ mSv	6,9 mSv
Bruch des Behälters zur Volumen- und Chemikalienprüfung	$3{,}1\ 10^{-2}$ mSv	$3{,}0\ 10^{-4}$ mSv
Bruch des Behälters zur Lagerung gasförmiger Ausflüsse	$1{,}9\ 10^{-1}$ mSv	$2{,}0\ 10^{-2}$ mSv
Bruch einer Leitung des Dampferzeugers (RTGV – Rupture de tube de générateur de vapeur)	$8{,}9\ 10^{-1}$ mSv	7,9 mSv

Die langfristigen radiologischen Folgen werden für Erwachsene in einer Entfernung von 2 km vom Freisetzungspunkt über eine Dauer von 50 Jahren nach dem Unfall bewertet. Die für einen „Worst Case"-Unfall der 3. Kategorie gemessenen Dosen liegen innerhalb der Grenzen der Bezugswerte: Beim Bruch einer Leitung des Dampferzeugers der 3. Kategorie liegt die Gesamtwirkdosis bei ca. 4 mSv.

Ergebnisse für Unfälle der 4. Kategorie

Die Unfälle der 4. Kategorie entsprechen hypothetischen auslösenden Ereignissen (ein Unfall für 10.000 bis 1.000.000 Betriebsjahre). Diese Unfälle betreffen die Reaktorschutzhülle und können zur Beschädigung der Brennelementbündel führen. Die geometrische Struktur des Reaktorkerns wird dennoch nicht beschädigt, so dass die Reaktorkernkühlung hinreichend gewährleistet ist und die Systeme verfügbar bleiben, die die Folgen des Unfalls einschränken sollen.

Folgende kurzfristige radiologische Folgen solcher Unfälle für die strahlenempfindlichsten Bevölkerungsgruppen in einem Abstand von 650 m (erste Wohnstätten bei sämtlichen Kraftwerken der 900 MWe-Klasse) sind möglich:

	Gesamtwirkdosis	Schilddrüsenäquivalente Dosis
Bezugswerte	50 mSv	50 mSv
Unfall beim Handling der Brennelemente	2,6 mSv	1,3 mSv
Umfangreicher Bruch einer Dampfleitung	$2{,}0\ 10^{-2}$ mSv	$1{,}4\ 10^{-1}$ mSv
Blockieren des Rotors einer Primärkreispumpe	$4{,}0\ 10^{-1}$ mSv	3,6 mSv
Auswurf eines Bündels zur Leistungsregelung	1,2 mSv	10 mSv
Bruch einer Leitung des Dampferzeugers, zusammen mit dem Blockieren eines Ventils in geöffneter Stellung (RTGV Kategorie IV)	7,2 mSv	100 mSv
Unfall mit Verlust von Primärkreiskältemittel (APRP – Accident de perte réfrigérant primaire)	3,5 mSv	35 mSv

Ein Unfall mit Bruch einer Leitung des Dampferzeugers führt zu einer schilddrüsenäquivalenten Dosis von weniger als 50 mSv in einer Entfernung von mehr als 1 km. Um das Überschreiten des Bezugswerts der schilddrüsenäquivalenten Dosis einzuschränken, wurden Maßnahmen zur Risiken-Begrenzung ergriffen. Dabei handelt es sich insbesondere um die Verringerung des Radioaktivitätsgrenzwerts des Primärkreiswassers und die Änderung der von einem solchen Unfall betroffenen Leitung (siehe Abs. 6.3.1).

Die langfristigen radiologischen Folgen werden für Erwachsene in einer Entfernung von 2 km vom Freisetzungspunkt über eine Dauer von 50 Jahren nach dem Unfall bewertet. Die für einen „Worst Case"-Unfall der 4. Kategorie gemessenen Dosen liegen innerhalb der Grenzen der Bezugswerte: Beim Bruch einer Leitung des Dampferzeugers (RTGV) der 4. Kategorie liegt die Gesamtwirkdosis unter 30 mSv für den kompletten Organismus.

Schlussfolgerungen für den Bemessungsbereich

Bei Unfällen der 2. Kategorie sind die radiologischen Folgen im Bereich der ersten Wohnstätten gering (kurzfristige Wirkdosis weit unter 1 mSv).

Bei Unfällen der 2. Kategorie überschreitet die Kontaminierung der Nahrungsmittel für den menschlichen Verzehr in einer Entfernung von mehr als 1 km nicht die Vermarktungsgrenzwerte und liegt nach einem Jahr unter diesem Grenzwert.

Die Ziele hinsichtlich der radiologischen Folgen der Unfälle der 3. und 4. Kategorie werden erreicht. Im Anschluss an die für dieses Szenario festgestellte Überschreitung des Bezugswerts für die schilddrüsenäquivalente Dosis in einer Entfernung von weniger als 1 km von den Reaktoren wurden die Ergebnisse des Bruchs einer Leitung des Dampferzeugers (RTGV) der 4. Kategorie durch Maßnahmen zur Begrenzung der Risiken verbessert. Die Maßnahmen zur Risikobegrenzung werden im Abs. 6.3.1 beschrieben.

Bei den Situationen der 3. und 4. Kategorie führt nur das Szenario des Bruchs einer Leitung des Dampferzeugers (RTGV) der 4. Kategorie zu einer Kontaminierung der Nahrungsmittel, aufgrund der die Vermarktungswerte in einer Entfernung von 10 km nach 7 Tagen überschritten werden. Diese Situation wäre zeitlich begrenzt: Unabhängig von dem betrachteten Unfall liegen nach 2 Jahren die maximal zulässigen Level (NMA – Niveaux maximaux admissibles) unter den jeweiligen Grenzwerten.

- ***Grenzüberschreitende Auswirkungen der Bemessungsunfälle***

In Anbetracht der jeweiligen Entfernungen für die nachfolgend geschätzten Auswirkungen werden im Falle eines Bemessungsunfalls keine besonderen Auswirkungen auf die Nachbarstaaten erwartet, weder kurzfristig, noch auf lange Sicht infolge der Schadstoffkumulierung.

6.2.2. Radiologische Folgen der zusätzlichen Unfälle

Untersuchungen der zusätzlichen Unfälle waren zum Zeitpunkt der ursprünglichen Entwicklung der Kernreaktoren von Blayais nicht vorgesehen. Diese Untersuchungen behandeln Kumulierungsszenarien, die von den als plausibel betrachteten Störungen unabhängig sind, obgleich sie nur sehr selten auftreten (mindestens ein Unfall alle ca. 5.000.000 Betriebsjahre). Die Szenarien zeichnen sich durch die Häufigkeit ihres Auftretens aus, die im Rahmen von Wahrscheinlichkeitsstudien zur nuklearen Sicherheit (EPS – Étude probabiliste de sûreté) ermittelt wurden. Anschließend wird zur Absicherung dieser Situationen aus kumulierten Störungen eine zusätzliche Maßnahme festgelegt und durch Anforderungen an die nukleare Sicherheit vervollständigt, um die funktionale Verfügbarkeit zu gewährleisten und so die Häufigkeit dieses Szenarios zu verringern. Diese Vorgehensweise hat zur Ermittlung von über 30 bei der Entwicklung nicht geplanten Verbesserungsmaßnahmen geführt.

Die Untersuchungen zu den radiologischen Folgen der zusätzlichen Unfälle dient dazu, die nukleare Sicherheit der Anlage nachzuweisen und sicherzustellen, dass ihre radiologischen Folgen aufgrund der Häufigkeit ihres Auftretens die Bezugswerte der 4. Kategorie der Bemessungsunfälle erfüllen.

Ziel der Berechnung der radiologischen Folgen der zusätzlichen Unfälle ist der Nachweis, dass die Freisetzungen von radioaktiven Stoffen außerhalb des Kraftwerks aufgrund der Implementierung der festgelegten zusätzlichen Maßnahmen nur begrenzte Folgen für die Bevölkerung und die Umwelt aufweisen.

Die Ergebnisse der Untersuchungen der radiologischen Folgen der zusätzlichen Unfälle werden im Folgenden zusammengefasst. Bei den nicht genannten Unfällen wurden die radiologischen Folgen in die bereits beschriebenen aufgenommen.

Folgende kurzfristige radiologische Folgen solcher Unfälle für die strahlenempfindlichsten Bevölkerungsgruppen in einem Abstand von 650 m (erste Wohnstätten bei sämtlichen Kraftwerken der 900 MWe-Klasse) sind möglich:

	Gesamtwirkdosis	Schilddrüsenäquivalente Dosis
Bezugswerte	50 mSv	50 mSv
Unfall mit Verlust des Kühlsystem des stillgelegten Reaktors (RRA – Refroidissement du réacteur à l'arrêt)	$2{,}3\ 10^{-1}$ mSv	3,8 mSv
Verlust der Kühlung des Beckens im Brennelementelager	$8{,}5\ 10^{-3}$ mSv	$1{,}5\ 10^{-1}$ mSv
Unfall mit Verlust aller externer Stromversorgungen (PTAE – Perte totale des alimentations électriques)	$3{,}6\ 10^{-2}$ mSv	$2{,}2\ 10^{-1}$ mSv

Die langfristigen radiologischen Folgen werden für Erwachsene in einer Entfernung von 2 km vom Freisetzungspunkt über eine Dauer von 50 Jahren nach dem Unfall bewertet. Die für einen „Worst Case"-Zusatzunfall gemessenen Dosen liegen innerhalb der Grenzen der Bezugswerte: Beim Verlust des Kühlsystem des stillgelegten Reaktors (RRA – Refroidissement du réacteur à l'arrêt) liegt die Gesamtwirkdosis unter 1,0 mSv für den kompletten Organismus.

Die ermittelten Dosen liegen innerhalb der Bezugswerte für zusätzliche Unfälle; für die Bevölkerung sind keine Schutzmaßnahmen erforderlich.

Bei zusätzlichen Situationen überschreitet die Kontaminierung der Nahrungsmittel für den menschlichen Verzehr in einer Entfernung von mehr als 5 km nach 7 Tagen nicht die Vermarktungsgrenzwerte; nach einem Jahr beträgt diese Entfernung nicht einmal mehr 1 km.

- ***Grenzüberschreitende Auswirkungen der zusätzlichen Unfälle***

In Anbetracht der jeweiligen Entfernungen für die nachfolgend geschätzten Auswirkungen werden im Falle eines zusätzlichen Unfalls keine besonderen Auswirkungen auf die Nachbarstaaten erwartet, weder kurzfristig, noch auf lange Sicht infolge der Schadstoffkumulierung.

6.2.3. Radiologische Folgen möglicher Unfälle mit Kernschmelze

Aufgrund der Maßnahmen, die bei der ursprünglichen Entwicklung des Reaktors ergriffen wurden, sowie derjenigen, die während des Betriebs implementiert werden, insbesondere im Rahmen der periodischen Sicherheitsüberprüfungen (siehe Abs. 6.3.4), ist das Auftreten eines Unfalls mit Reaktorkernschmelze sehr unwahrscheinlich, da dies das Scheitern der implementierten Vorbeugungsmaßnahmen voraussetzt. Dennoch wurden die Folgen eines solchen „hypothetischen Unfalls mit Reaktorkernschmelze" für die Level 4 und 5 des Tiefenabwehrkonzepts untersucht (siehe Abs. 4.2.1). Für diese Studien wird von einem Unfall mit Reaktorkernschmelze ausgegangen, d. h., dass eine Ereignisfolge zur mindestens teilweisen Schmelze des Reaktorkerns geführt hat, und dass außer dem Verlust der ersten Schutzhülle (Brennstäbe) auch der Verlust der zweiten Schutzhülle (Primärkreis einschließlich Becken) möglich ist.

Kernschmelzebedingte Ereignisse in Verbindung mit dem Verlust der zwei ersten Schutzhüllen

Der langanhaltende Verlust der Reaktorkernkühlung kann zu Unfällen mit Brennelementschmelze führen, wenn das Becken kein Wasser mehr enthält. Dann können die Brennelemente im Becken Temperaturen erreichen, die nicht nur zum Schmelzen des Metalls der Brennelemente (Brennstofftabletten und Hüllen) führen, sondern auch der sonstigen benachbarten Metallteile (Bündel oder Strukturen) bis zum Durchbruch des Beckenbodens.
Das dickflüssige Metallagglomerat aus diesem Prozess wird als **Corium** bezeichnet.

Unfälle mit Reaktorkernschmelze stoßen komplexe physikalische Vorgänge an und können zur Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umwelt führen. Bestimmte physikalische Vorgänge können in diesen Situationen insbesondere zum Ausfall der dritten Schutzhülle führen, wenn keine geeigneten Maßnahmen vorhanden sind.

Freisetzungen als mögliche Folgen eines solchen Unfalls mit Reaktorkernschmelze hängen von zahlreichen Parametern ab, unter anderem die Bestückung des Reaktorkerns mit Spaltungsprodukten, die Kinetik der Freisetzung von Radionukliden innerhalb der Hülle, ihr Typ (Gase oder Aerosole), ihr Verhalten innerhalb der Hülle (Anhäufung, chemische Reaktion, Ablagerung), die Freisetzungsmengen, die in die Umwelt gelangen. Zur Bewertung der bei einem Unfall mit Kernschmelze freigesetzten Radioaktivität werden verschiedene Parameter betrachtet, die die Freisetzungen in die Umwelt erhöhen, sowie die komplette Schmelze des Reaktorkerns. Daher werden Margen angesetzt, um eine nachteilige Berechnung sicherzustellen.

Die folgenden **kurzfristigen** radiologischen Folgen (7 Tage) dieser Unfälle betreffen die strahlungsempfindlichsten Bevölkerungsgruppen:

Gesamtwirkdosis in 2 km	Gesamtwirkdosis in 5 km	Schilddrüsenäquivalente Dosis in 10 km
28,5 mSv	4,7 mSv	13,4 mSv

Unter Berücksichtigung der mit den Bevölkerungsschutzmaßnahmen verknüpften Grenzwerte (siehe Abs. 6.1.2) zeigen diese Ergebnisse, dass bei einem solchen Unfall mit Kernschmelze nach 7 Tagen in einem Umkreis von über 2 km keine Evakuierungsmaßnahmen erforderlich sind und dass die Abschirmung in einem Umkreis von über 5 km bzw. die Verabreichung von stabilem Jod in einem Umkreis von über 10 km ebenfalls nicht nötig ist.

Außerdem beträgt der Wert der **langfristigen** radiologischen Folgen für Erwachsene in einer Entfernung von 10 km vom Freisetzungspunkt über eine Dauer von 50 Jahren nach dem Unfall 18,7 mSv.

Abschließend belegen die Bewertungen einer extremen Unfallsituation mit Kernschmelze, dass die bei der Entwicklung zur Verringerung der Folgen auf die Umwelt ergriffenen Maßnahmen (siehe Abs. 6.3.4) die Kontaminierung der landwirtschaftlichen Flächen räumlich und zeitlich begrenzen (Umkreis von weniger als 20 km nach einem Jahr).

Grenzüberschreitende Auswirkungen der Unfälle mit Kernschmelze

Die grenzüberschreitenden Auswirkungen durch die atmosphärische Ausbreitung radioaktiver Stoffe sollten im Hinblick auf die länderspezifischen radiologischen Konsequenzen betrachtet werden, die als langfristige (50 Jahre) Gesamtwirkdosis (oder Gesamtkörperdosis) für Kinder und Erwachsene ausgedrückt wird. Die folgende Tabelle zeigt diese Auswirkungen für die Länder bis zu einem Umkreis von 1.000 km um das Kraftwerk von Blayais, einschließlich der „Worts Case"-Ergebnisse, die für jedes Land festgestellt werden.

Die Berechnungen zur Langstreckenausbreitung der Emissionen des Kraftwerks von Blayais in der Atmosphäre werden auf der Grundlage der atmosphärischen Übertragungskoeffizienten geschätzt, die aus meteorologischen Beobachtungen während eines Zeitraums von 5 Jahren stammen. Diese Koeffizienten berücksichtigen die Topographie, die Wetterbedingungen (hauptsächlich den Wind) und den zunehmenden Abbau der Konzentrationen durch Ablagerungsprozesse je weiter sich die Emissionen von der Quelle entfernen.

		Langfristige Gesamtwirkdosis, Hüllwert (mSv)			
Land	Mindestentfernung zur Quelle (km)	Kleinkinder [1 Jahr bis 2 Jahre]	Kinder [2 Jahre bis 7 Jahre]	Ältere Kinder [7 Jahre bis 12 Jahre]	Erwachsene [17 Jahre und mehr]
Spanien	225	0,09	0,09	0,09	0,08
Schweiz	525	0,05	0,05	0,05	0,05
Italien	570	0,03	0,03	0,03	0,02
Vereinigtes Königreich	595	0,06	0,06	0,05	0,05
Portugal	600	0,02	0,02	0,02	0,02
Belgien	635	0,07	0,07	0,06	0,06
Deutschland	680	0,04	0,04	0,04	0,04
Luxemburg	685	0,06	0,07	0,06	0,06
Niederlande	775	0,05	0,05	0,05	0,05
Liechtenstein*	810	0,02	0,02	0,02	0,02
Österreich	815	0,02	0,02	0,02	0,02
Irland	870	0,03	0,03	0,03	0,03
Slowenien	1095	0,01	0,01	0,01	0,01
Tschechische Republik	1100	0,02	0,02	0,02	0,02
Kroatien	1105	0,01	0,01	0,01	0,01
Dänemark	1275	0,02	0,02	0,02	0,02

(*): Die Schätzungen für Liechtenstein werden aus den Ergebnissen für die Schweiz und Österreich berechnet.

Vergleichsweise liegt in Frankreich die Exposition einer Person durch natürliche Radioaktivität im Durchschnitt bei 3,0 mSv pro Jahr. Der europäische Durchschnitt beträgt 3,2 mSv pro Jahr; er schwankt je nach Land zwischen 1,5 und 6,2 mSv pro Jahr.

Der Dosishüllwert wird für Spanien ermittelt und beträgt ca. 0,09 mSv über 50 Jahre für die jüngsten Bevölkerungsgruppen (Kinder unter 12 Jahren). Vergleichsweise beträgt die natürliche Radioaktivität in Spanien 3,1 mSv pro Jahr.

Da die radiologischen Dosen mit zunehmender Entfernung abnehmen, sind die radiologischen Folgen geringer in Ländern, die weiter entfernt als die bereits genannten liegen.

Aufgrund der oben aufgeführten Ergebnisse wären die grenzüberschreitenden Auswirkungen durch die atmosphärische Ausbreitung radioaktiver Stoffe sowohl kurzfristig, als auch langfristig durch Kumulierung im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze in einem der vier 900 MWe-Reaktoren des Standorts von Blayais sehr begrenzt oder sogar vernachlässigbar.

6.3. Messung von Begrenzung der radiologischen Risiken

Angesichts des im Abs. 4.2.1 erläuterten nuklearen Sicherheitsansatzes, wurden bei der Entwicklung der Anlage zahlreiche Maßnahmen implementiert, um die Risiken zu verringern, die aus den radiologischen Folgen hervorgehen. Diese Entwicklungsmaßnahmen wurden durch zusätzliche Maßnahmen vervollständigt, um das Risiko bestimmter Unfälle zu verringern, die durch die Kumulierung von Störungen entstehen. Die Reaktoren von Blayais waren bereits mehrfach Gegenstand von periodischen Sicherheitsüberprüfungen, Erfahrungsrückflüssen und Ergebnissen kontinuierlicher Verbesserungen, die diese Vorkehrungen mit dem Ziel ergänzen, den sicheren Zustand des Reaktors zu gewährleisten.

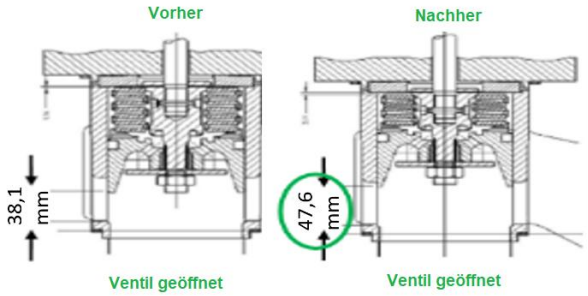
In Anbetracht der ehrgeizigen Ziele von EDF, die von der ASNR während der Vorbereitung dieser Ziele festgelegt wurden (siehe Abs. 1.2 und 2.3.1), waren zahlreiche Maßnahmen zur Begrenzung der radiologischen Risiken im Rahmen der 4. periodischen Sicherheitsüberprüfung erforderlich.

6.3.1. Wichtigste Maßnahmen bezüglich der Unfälle ohne Kernschmelze

Im Folgenden sind die wichtigsten Betriebs- und/oder Entwicklungsmaßnahmen im Rahmen der 4. periodischen Sicherheitsüberprüfung von Blayais aufgeführt, die dazu beitragen, die radiologischen Folgen der Unfälle ohne Kernschmelze zu verringern:

- Steigerung der Durchflussmengen der Ventile für den Dampfablass

Beschreibung der Maßnahme
Bei einer Unfallsituation wird die Kapazität der Ventile des GCTa-Leitungssystems zur Dampffreisetzung in die Atmosphäre gesteigert, damit der Reaktor schneller gekühlt und die Dauer des Unfalls und die damit einhergehenden eventuellen radioaktiven Freisetzungen begrenzt werden kann. Dazu wurde der innere Aufbau des GCTa-Ventils geändert.



Pädagogikhinweise
Das sogenannte GCTa-Leitungssystem dient der Freisetzung des von den Dampferzeuger erzeugten Dampfs direkt in die Atmosphäre. Es steuert die Kühlung des Reaktors durch die Dampferzeuger wenn der erzeugte Dampf nicht reicht, um die Turbine anzutreiben oder die Turbine nicht verfügbar ist. Es wird bei jeder Stillsetzung und bei jedem Hochfahren verwenden. Es wird auch bei Störfällen oder Unfällen zur Kühlung des Reaktors eingesetzt.

- Senkung des Radioaktivitätsgrenzwerts des Wassers im Primärkreis

Beschreibung der Maßnahme
Die Reaktoren von Blayais enthalten in ihren Betriebsspezifikationen die Senkung des Radioaktivitätsgrenzwerts des Primarkreises in Jod-131-Äquivalent bei den Leistungswechseln im Normalbetrieb von 150 auf 80 GBq/T. Ziel ist der Betrieb der Reaktoren mit einem gesteigerten radiologischen Reinheitslevel des Primärkreiswassers, um insbesondere die radiologischen Folgen eines Unfalls 4. Kategorie mit Dampferzeugerrohrbruch (RTGV – Rupture de tube de générateur de vapeur) zu verringern.

Pädagogikhinweise
Das Primärkreiswasser ist nur schwach radioaktiv. Die Radioaktivität ist durch die technischen Entwicklungsgrenzen der Brennelementhüllen bedingt. Die Anforderungen hinsichtlich der radiologischen Reinheit des Primärkreises gewährleisten auch die Überwachung der Unversehrtheit der Brennelementbündel.

Mit dieser Maßnahme können die Radioaktivität eventuell freigesetzter radioaktiver Stoffe und deren radiologische Folgen (Wirkdosis und kurzfristiges Schilddrüsenäquivalent sowie mittelfristige und langfristige Wirkdosis) bei allen Unfällen ohne Bruch der Brennelementhülle verringert werden, einschließlich des „Worst Case"-Unfalls mit Dampferzeugerrohrbruch.

- Änderung der Steuerung eines Unfalls mit Dampferzeugerrohrbruch (RTGV 4.)

Beschreibung der Maßnahme
EDF hat zur Verbesserung der Stillegungsbedingungen des Notkühlsystems eine Weiterentwicklung der Steuerung des Übergangs bei Dampferzeugerrohrbruch RTGV 4. in die Wege geleitet. Diese Weiterentwicklung, die aufgrund der Schlussfolgerungen der allgemeinen Phase der 4. Sicherheitsüberprüfung auch von der Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection (ASNR – Behörde für nukleare Sicherheit und Strahlenschutz) gefordert wird, verringert in der RTGV 4.-Studie des Kernsicherheitsbericht die Freisetzung von Flüssigkeiten um mehrere Dutzend m³.
Außerdem wurden bereits Maßnahmen zur Begrenzung der Flüssigkeitsfreisetzungsmengen implementiert:

- Automatische Absperrung der Wassernachspeisung des gestörten Dampferzeugers durch das Notspeisesystem der Dampferzeuger (ASG – Alimentation de secours des générateurs), um das Risiko von Flüssigkeitsfreisetzungen zu verringern.
- Entleeren des gestörten Dampferzeugers durch den Bediener anhand des Ablasssystems der Dampferzeuger (APG).

Pädagogikhinweise
Das Notkühlsystem ist ein Nachspeisesystem des Primärkreises zur Kompensierung von Wasserverlusten in Unfallsituationen mit Bruch des Primärkreises oder der Leitungen eines Dampferzeugers. Es startet in den meisten Fällen automatisch. Das Ausschalten erfolgt durch eine Handlung des Bedieners, die durch Kriterien bezüglich der ordnungsgemäßen Steuerung des vorhandenen Primärkreiswassers bedingt ist.

- Verwendung des EAS-ND-Systems als Ersatz für die RIS/EAS-Systeme

Beschreibung der Maßnahme
Bei einer Störung der RIS/EAS-Systeme zur Verwaltung eines Unfalls mit Verlust von Primärkreiskältemittel (APRP – Accident de perte réfrigérant primaire) kann die Verwendung des Notspeisesystems EAS-ND den Wasserbestand im Primärkreis aufrechterhalten und so die Freisetzung von Schadstoffen verhindern, die durch einen Unfall mit Kernschmelze entstehen. Die radiologischen Folgen der sogenannten „H4"-Situation (Unfall mit Verlust von Primärkreiskältemittel bei gleichzeitiger Störung des RIS oder EAS im Umlaufbetrieb) verbessern sich, wobei sie sich dem den APRP auslösenden Störfall annähern, so wie er im Bemessungsbereich untersucht worden war (siehe Abs. 6.2).
Die Betriebsanforderungen werden angepasst, um diese zusätzliche Maßnahme aufzuwerten

Pädagogikhinweise
Das EAS-ND-System ist Teil einer Gruppe neuer Systeme zur Verwaltung von extremen externen Angriffsszenarien vom Typ „Noyau Dur" (siehe Abs. 6.3.2)

6.3.2. Wichtigste Maßnahmen im Hinblick auf Aggressionen

Die betrachteten Aggressionen sind diejenigen, die in den Vorschriften aufgeführt werden (französische INB-Verordnung):

- Interne Aggressionen: Brand, Explosion, Überschwemmung, Ausfall von Druckgeräten, Zusammenstoß und Absturz von Lasten, elektromagnetische Störungen, Freisetzung von Gefahrstoffen, böswillige Handlungen,

- Externe Aggressionen (natürlichen oder menschlichen Ursprungs): Erdbeben, extreme Wetter- oder Klimabedingungen (Überschwemmung, Schnee, Hitzewellen, Kältewellen, starke Winde, Wirbelstürme), Aggressionen durch Gewässer oder das Meer (Eisnadeln, Zufrieren, Zusetzung, Kohlenwasserstoffe auf der Wasseroberfläche, Versandung, Niedrigwasser, Hochwasser), Blitzschlag und elektromagnetische Störungen, Brand, Gefährdung durch benachbarte Industrieanlagen (Explosion, Gefahrstoffe), Flugzeugabsturz, böswillige Handlungen.

Die Betriebs- und/oder Entwicklungsmaßnahmen der 4. periodischen Sicherheitsüberprüfung des Standorts von Blayais, die zur angestrebten Verringerung der radiologischen Folgen der Unfälle aufgrund von Aggressionen beitragen, sollen sicherstellen, dass die Systeme zur Gewährleistung der drei nuklearen Sicherheitsfunktionen (Steuerung der nuklearen Kettenreaktion im Reaktor, Kühlung der Brennelemente, Einschließen der radioaktiven Stoffe) verfügbar bleiben, um die Aufrechterhaltung des sicheren Zustands des Reaktors im Falle einer Aggression zu garantieren. Es handelt sich also hauptsächlich um Schutzmaßnahmen oder Maßnahmen zur Widerstandsfähigkeit der Systeme gegen Aggressionen. Somit tragen diese Maßnahmen hauptsächlich zur Verringerung der mit den Folgen einer Kernschmelze verbundenen Risiken bei, deren Auswirkungen auf die Umwelt im Abs. 6.2.3 beschrieben sind.

Als Beispiel werden nachfolgend die Maßnahmen in Bezug auf Brandgefahren erläutert, die hier das wichtigste industrielle Risiko sind.

Brand

Die Maßnahmen in Bezug auf Brandgefahren sollen die Feuerfestigkeit der Brandbereichseinteilungsvorrichtungen verbessern:

Beschreibung der Maßnahme
Die in Betracht gezogenen Maßnahmen dienen der Verbesserung der Feuerfestigkeit bestimmter Komponenten (Brandschutztüren, Brandbereichseinteilungsvorrichtungen, Brandschutz der elektrischen Kabel...) oder der Verringerung des Ausmaßes oder der Heftigkeit eines eventuellen Brands. Diese Maßnahmen bestehen unter Anderem darin, die Brandbereichseinteilungsvorrichtungen (z. B. Brandschutztüren) durch Komponenten mit einer besseren Feuerfestigkeit zu ersetzen. Sie bestehen auch darin, die Kabel mit feuerfestem Band zu umwickeln oder die Wärmelast zu verringern. Auf diese Weise tragen diese Ausrüstungen dazu bei, die Reaktorkernschmelze und die potenziell mit bestimmten Bränden verbundenen Freisetzungen zu vermeiden.

Pädagogikhinweise
Die **Brandbereichseinteilung** besteht darin, Bereiche festzulegen, in denen die Ausbreitung des Brands das Prinzip der Redundanz der nuklearen Sicherheitsfunktionen nicht beeinträchtigt und sicherzustellen, dass ein in einem Bereich entstandener Brand nicht auf andere Bereiche übergreift.

Extreme externe Aggressionssituationen

Außerdem dient die Umsetzung des „Noyau Dur“ im Rahmen der periodischen Sicherheitsüberprüfung des Kraftwerks von Blayais dazu, extrem heftige, anlagenexterne, natürliche Aggressionen zu bekämpfen, die zum Zweck des Nachweises der nuklearen Sicherheit über die Anforderungslevels hinausgehen, die bisher angewandt wurden.

Der **„Noyau Dur“** besteht aus fest verankerten und widerstandsfähigen Hardware-Mitteln, vervollständigt durch mobile Mittel zur Vermeidung massiver radioaktiver Schadstofffreisetzungen und langfristiger Auswirkungen auf die Umwelt in Situationen, die sich aus extremen externen Naturereignissen ergeben können. Dabei geht es vor allem um Erdbeben, externe Überschwemmungen und ähnliche Ereignisse (Blitzschlag, Hagel, Sturm, Starkregen) oder auch Wirbelstürme.

Um diesen extremen Situationen standzuhalten wurden an jedem Reaktor von Blayais widerstandsfähige, von den bestehenden Anlagen unabhängige und vielfältige Vorrichtungen zur Wasser- und Stromversorgung angebracht:

- Eine zusätzliche Notstromquelle: **Das dieselbetriebene letzte Notstromaggregat** (DUS – Diesel d‘ultime secours),

- Eine heterogene Wasserquelle (SEG) mit Entnahme aus dem Grundwasser.

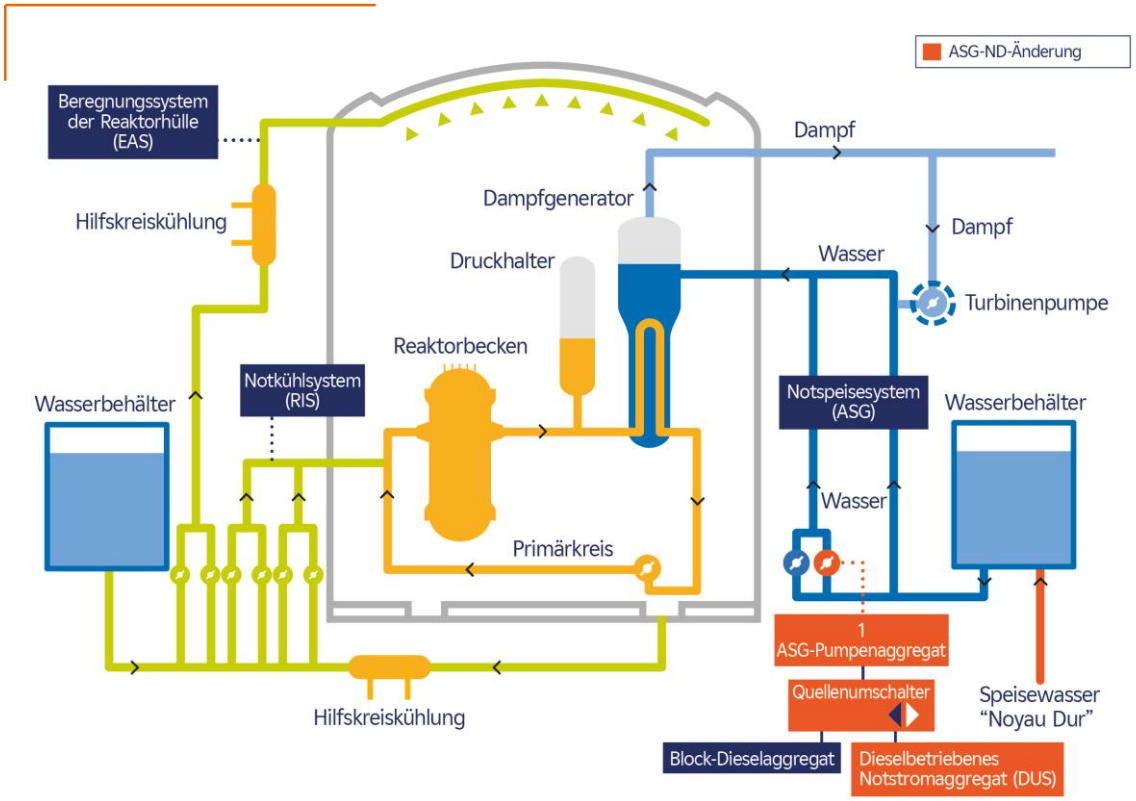


Dieselbetriebene letzte Notstromaggregate (DUS) von 3 MWe



Heterogene Wasserquelle (SEG)

Reaktorseitig können diese extremen Situationen zu Funktionsverlusten bestimmter Gerätschaften führen, z. B. solche, die die Stromversorgungen bzw. die Kühlsysteme der kalten Quelle (Gironde) betreffen.
In einem solchen Fall übernehmen die Vorrichtungen des „Noyau Dur“ die Funktionen der nuklearen Sicherheit: ein Teil der Notspeisung der Dampferzeuger ist für die Folgen dieser extremen Situationen qualifiziert und robust genug, um die Funktion der **Sekundärkreiskühlung des „Noyau Dur“ (ASG-ND)** zu übernehmen. Die Stromversorgung wird von einem **dieselbetriebenen Notstromaggregat (DUS – Diesel d'ultime secours)** sichergestellt, das an einer speziellen, im Rahmen der Maßnahme installierten Umschalttafel betätigt wird, zusammen mit der **heterogenen Wasserquelle (SEG – Source d'eau diversifiée)**, die dann die Funktion der kalten Quelle übernimmt.
Alle diese Gerätschaften tragen dazu bei, die Reaktorkernschmelze und die potenziell mit diesen extremen Situationen verbundenen Freisetzungen zu vermeiden.



Prinzipdarstellung der ASG-ND-Anordnung

6.3.3. Wichtigste Maßnahmen bezüglich der Lagerung der Brennelementbündel

Im Folgenden sind die wichtigsten Betriebs- und/oder Entwicklungsmaßnahmen im Rahmen der 4. periodischen Sicherheitsüberprüfung des Kraftwerks von Blayais aufgeführt, die dazu beitragen, die radiologischen Folgen der Unfälle, die mit der Lagerung der Brennelementbündel verbunden sind, zu verringern:

Brand

Um bei einem Brand den Verlust beider Kühlsysteme zu vermeiden, hat EDF die Einrichtung einer zusätzlichen feuerabweisenden Vorrichtung geplant, die das Risiko der Ausbreitung des Brands einer Pumpe des Kühlsystems auf die andere Pumpe beseitigt.

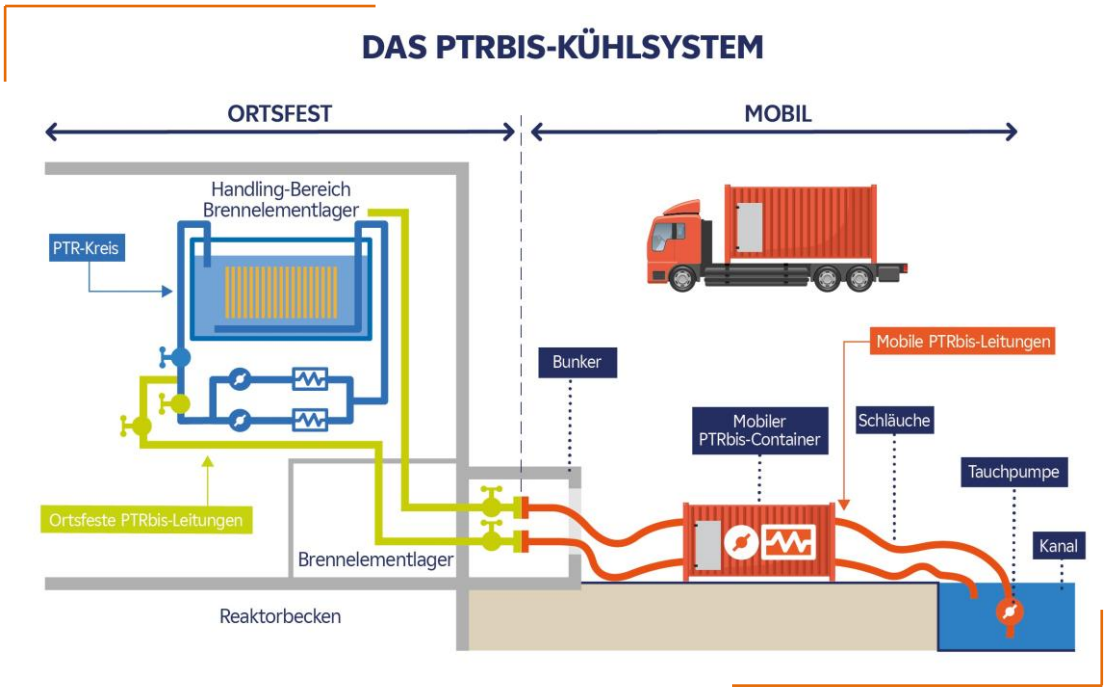
Übertragung der Unfallsituationen im EPR FLA3 auf die Kraftwerke der 900 MWE-Klasse

Die Bewertung des Verhaltens der Brennelementbecken in den 900 MWe-Kraftwerken, zu denen die Reaktoren von Blayais gehören, im Verhältnis zu den auf das EPR von Flamanville 3 angewandten Unfallszenarien, die nicht bei der ursprünglichen Entwicklung berücksichtigt wurden, hat deren derzeitigen robusten Zustand belegt. Zur weiteren Verbesserung wird die Verdoppelung der automatischen Absperrvorrichtung der Ansaugleitung des normalen Beckenkühlsystems vorgeschlagen.

Extreme externe Aggressionssituationen

Im Hinblick auf die Lagerung der Brennelemente können diese extremen Situationen zu Funktionsverlusten bei bestimmten Gerätschaften führen, die potenziell mit dem totalen Verlust der Kühlung verbunden sein können. In einem solchen Fall werden die nuklearen Sicherheitsfunktionen von den für die Folgen dieser extremen Situationen qualifizierten und robusten Anlagen des „Noyau Dur“ übernommen. In diesen extremen Situationen:

- Die **heterogene Wasserquelle (SEG – Source d‘eau diversifiée)** vervollständigt die Möglichkeiten zur Nachspeisung der Becken im Reaktorgebäude und im Brennelementlager. Die Nachspeisung kompensiert die Verdampfung und gewährleistet die Kühlung der Brennelementbündel unter Wasser;
- Auf lange Sicht dient das **zusätzliche Kühlsystem (PTR-bis)** der Rückkehr zu einer ordnungsgemäßen Kühlung des Lagerbeckens im Brennelementlager und bringt dessen Temperatur wieder unter den Siedepunkt.



6.3.4. Wichtigste Maßnahmen bezüglich der Unfälle mit Kernschmelze

Die wichtigsten Betriebs- und/oder Entwicklungsmaßnahmen im Rahmen der 4. periodischen Sicherheitsüberprüfung von Blayais, die dazu beitragen, die radiologischen Folgen der Unfälle mit Kernschmelze zu verringern, sind das Ergebnis eines speziellen, auf die Unfälle zugeschnittenen Entwicklungsprozesses, der sich an die Entwicklung des EPR anlehnt. In dieser Situation gelten die zwei ersten Sicherheitshüllen als beschädigt. Ziel der nuklearen Sicherheit ist dann die Aufrechterhaltung der 3. Sicherheitshülle – d. h. der Reaktorschutzhülle – um zu verhindern, dass radioaktive Stoffe in die Umwelt gelangen.

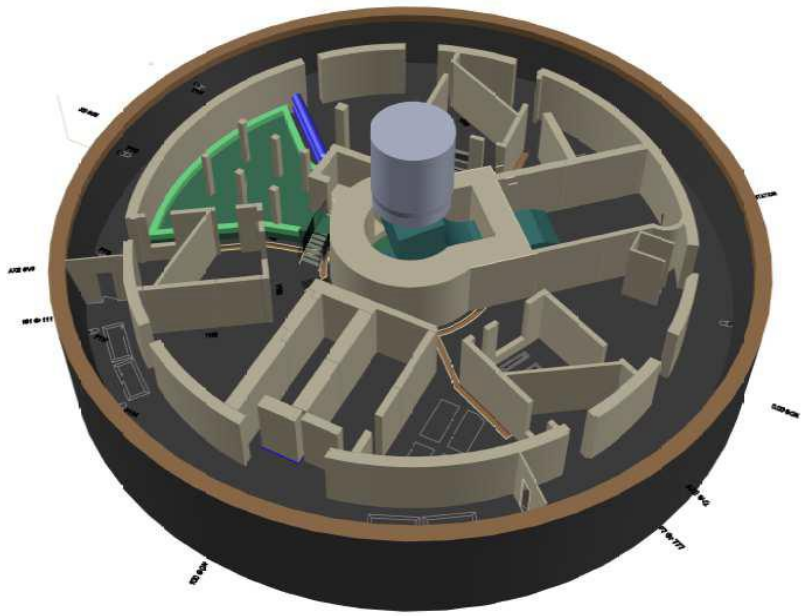
Ziel des Managements von Unfällen mit Kernschmelze ist die Ausbreitung des Coriums in „trockenem“ Zustand – d. h. ohne Wasser – am Boden des Reaktorgebäudes. Einmal verteilt bietet es eine große Austauschfläche und kann mit einer Zugabe von Borwasser stabilisiert werden. Das Borwasser kühlt das verteilte Corium und härtet es schlussendlich aus. Mit dieser Strategie kann:

- Sichergestellt werden, dass die Fundamentplatte des Reaktorgebäudes nicht durchbrochen wird. Unstabilisert kann das Corium zur Erosion der Fundamentplatte führen.
- Der langsame Druckanstieg in der Hülle verhindert werden, damit das Filterventil der Hülle sich nicht zur Druckentlastung öffnet.
- Die Begrenzung der physikalischen Auswirkungen des Unfalls mit Kernschmelze (insbesondere die Entzündung des Wasserstoffs) erreicht werden.

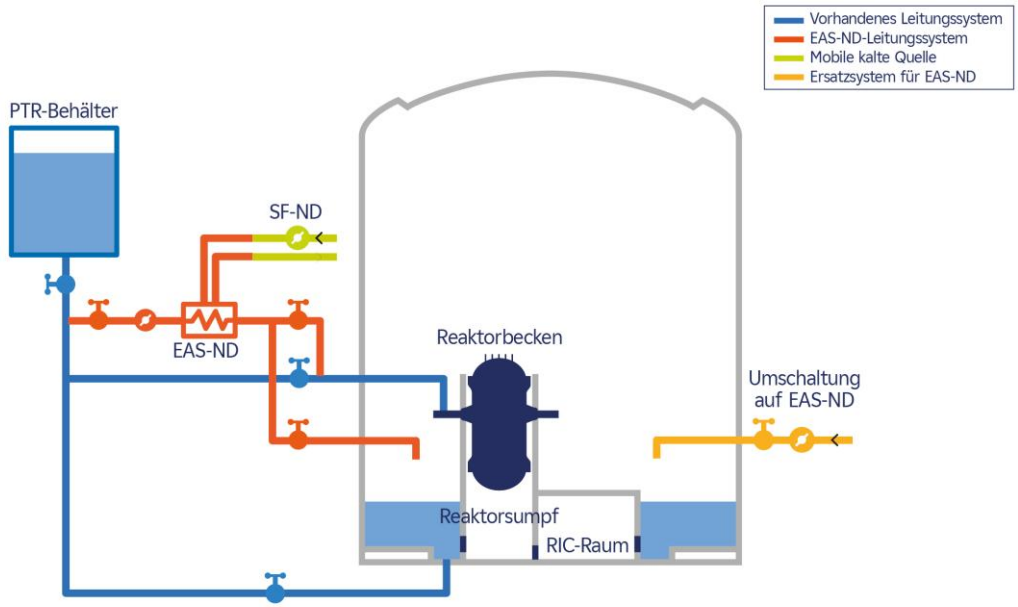
Folgende Maßnahmen werden im Fall eines Unfalls mit Kernschmelze in einem Reaktor von Blayais implementiert:

- **Die Einrichtung eines Bereichs zur „trockenen“ Ausbreitung des Coriums** innerhalb eines speziellen Sammelbereichs unter dem Reaktorbecken, dem sogenannten „Beckensumpf“, an den sich der Instrumentenraum des Reaktorkerns anschließt.
- Die Verstärkung der Beton-Fundamentplatten in den Räumlichkeiten, die zur Verteilung des Coriums dienen, um die Auswirkungen der Wechselwirkungen zwischen Corium und Beton zu begrenzen.
- **Die Implementierung des passiven Systems zur Flutung des Coriums**, das aus einer Reihe passiver Luken besteht, die das vorher durch das Beregnungssystem der EAS-Hülle – unterstützt durch die zwei Notstromgeneratoren – oder, bei extremen Aggressionen, durch die neue „Noyau Dur“-Maßnahme EAS-ND mit der Unterstützung des dieselbetriebenen Notstromaggregats (DUS) in die Sümpfe des Reaktorgebäudes gefüllte Wasser freigeben.
- **Die Einrichtung eines Coriumkühlsystems**, das mit dem EAS-ND-System verknüpft ist und die Restleistung des Coriums ableitet, ohne den Druckausgleichsfilter der Reaktorschutzhülle zu öffnen.
- Die Rückführung eventuell ausgetretener Wassermengen des EAS-ND in das Reaktorgebäude.
- **Die Dekontaminierung des Wassers im Reaktorgebäude** durch eine mobile Aufbereitungsanlage für kontaminiertes Wasser.

Räumlichkeiten, die für die Verteilung des Coriums verwendet werden (Beckensumpf und Instrumentenraum des Reaktorkerns)



KÜHLUNG BEI EINEM UNFALL MIT KERNSCHMELZE

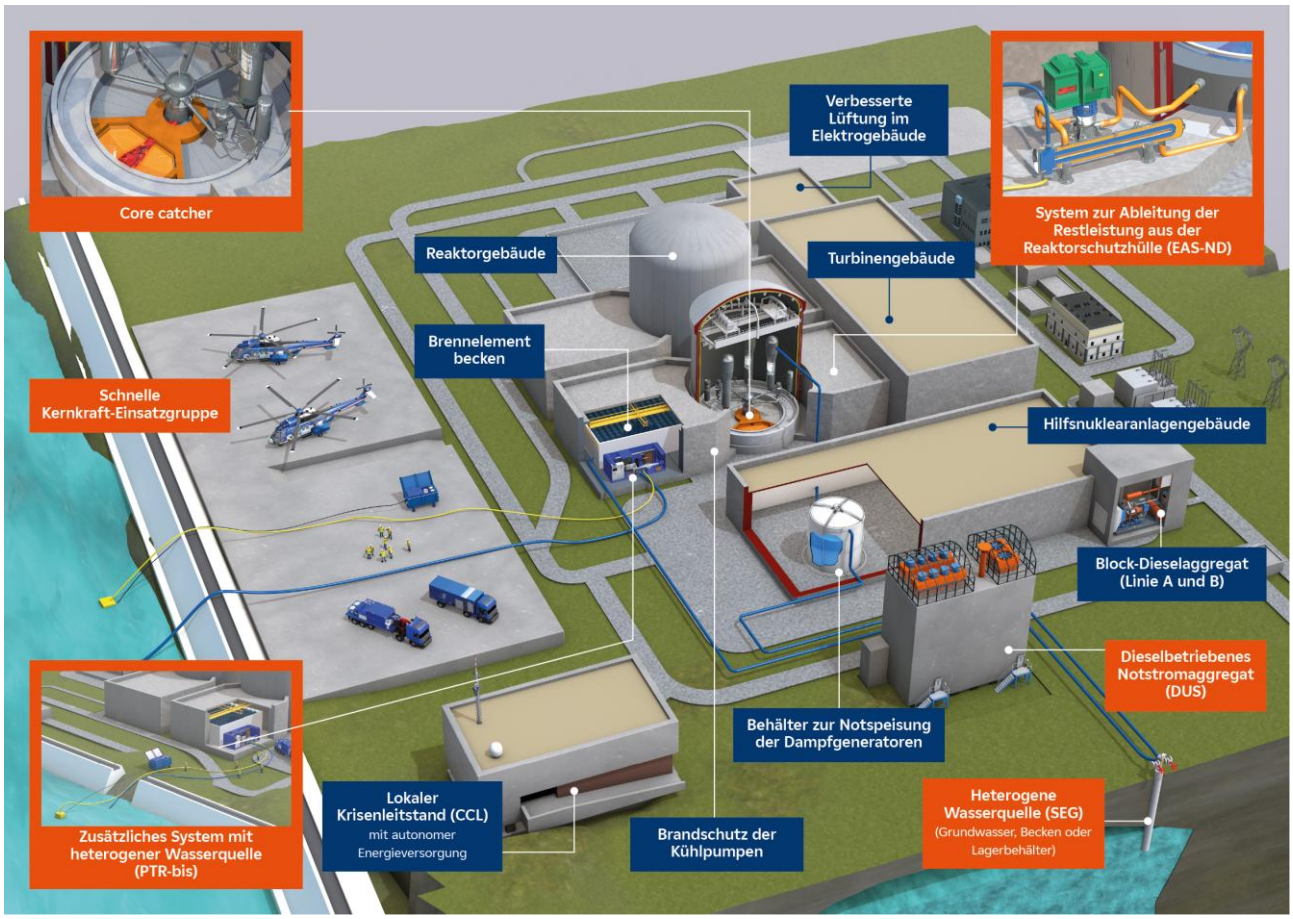


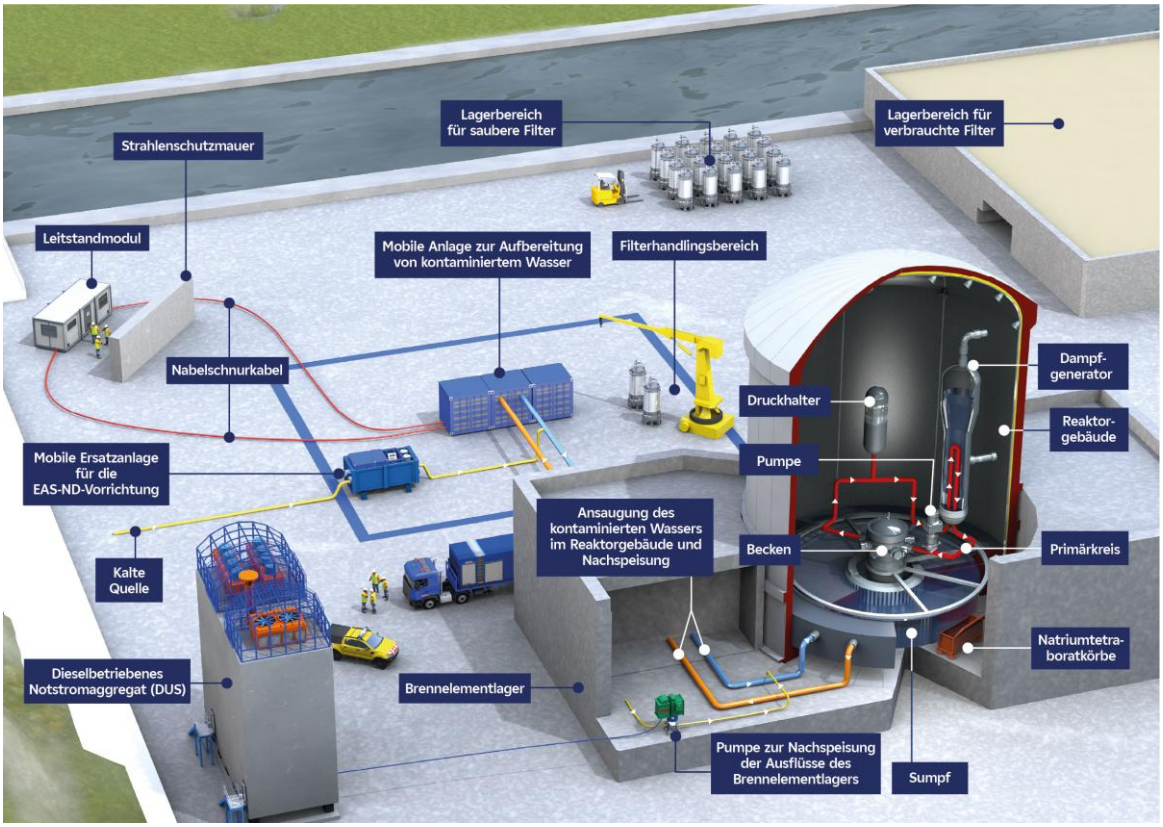
Die „EAS-ND"-Maßnahme beruht auf den folgenden Mitteln:

- Eine Pumpe (angetrieben vom dieselbetriebenen Notstromaggregat (DUS),
- Einen Wärmetauscher zur Ableitung der Wärme aus der Reaktorschutzhülle,
- Eine kalte Quelle „Noyau Dur" (SF-ND), die aus einer mobilen Pumpvorrichtung besteht,

Die mobilen Gerätschaften der „Noyau Dur“-Systeme werden von der **Force d’action rapide du nucléaire (FARN – schnelle Kernkraft-Einsatzgruppe)** gehandhabt. Die FARN ist das Ergebnis der im Zusammenhang mit dem Unfall in Fukushima erworbenen Erfahrung und besteht aus 300 geschulten EDF-Mitarbeitern, die jederzeit bereitstehen, um an französischen Kernkraftwerken spätestens 24 Stunden nach Auslösen des Unfalls vor Ort einzugreifen.

Wichtigste Maßnahmen des „Noyau Dur“





Dekontaminierung des Wassers im Reaktorgebäude nach einem Unfall mit Kernschmelze



7. ÜBERWACHUNG DER UMWELT

Kernkraftwerk von Blayais, Département Gironde
Copyright Eranian Philippe – TOMA

7.1. Überwachungsmaßnahmen für den Normalbetrieb

EDF verfügt über verschiedene Programme zur Überwachung der Umwelt. In den kommenden zehn Jahren wird nicht mit einer maßgeblichen Entwicklung der Nachteile gerechnet, die das Kraftwerk von Blayais für geschützte Interessen aufweist. Daher werden die Überwachungsprogramme unverändert fortgeführt. Die Überwachungsmaßnahmen werden im folgenden Abschnitt beschrieben.

Luft und Klimafaktoren

Die Freisetzung chemischer Schadstoffe in die Atmosphäre durch den Standort sind Gegenstand einer jährlichen Schätzung, die im Anhang des Umweltjahresberichts vorgelegt wird:

- Die Schwefeloxidfreisetzungen, die unter Anderem auf der Grundlage des Kraftstoffverbrauchs der Notstromaggregate, der Art der verwendeten Kraftstoffe, der Art der Anlagen und der Betriebsbedingungen berechnet wird;
- Die Formol- und Kohlenstoffmonoxidfreisetzungen, die durch den Austausch der Isolierungen entstehen, berechnet auf der Grundlage der Isolierungsmengen, die bei den Reaktorrevisionen ersetzt werden;
- Die Freisetzungen flüchtiger Stoffe aus der Aufbereitung der Sekundärkreise (Ammoniak, Ethanolamin);
- Diffuse Emissionen von erfassten Kühlflüssigkeits- und SF_6-Mengen bei der Wartung dieser Anlagen.

Das Kraftwerk von Blayais überwacht auch das Wetter mithilfe einer automatischen Wetterstation (Temperatur-, relative Feuchte und Niederschlagsmessungen) und einem 80 m hohen Wettermast mit Anemometer (Windrichtungs- und Windgeschwindigkeitsmessungen)



Beispiele von Gerätschaften zur Niederschlags-, Temperatur- und Windmessung ©EDF

Oberflächengewässer

Das Kraftwerk von Blayais ergreift die folgenden Maßnahmen:

- Ein Programm zur Überwachung der Ausflüsse, das mit Zustimmung der Aufsichtsbehörde erstellt wurde und der Prüfung der Beachtung der in den Beschlüssen der ASN zur Genehmigung der Ausflüsse und Wasserentnahmen vorgeschriebenen Werte dient. Dieses Programm wird unter der Verantwortung des Betreibers gemäß dem Prinzip der „Selbstüberwachung“ implementiert.
- Ein Programm zur Überwachung der Umwelt als Zusatz zum Prüfprogramm, das sicherstellen soll, dass die Auswirkung der Wasserentnahmen und Ausflüsse des Kraftwerks von Blayais auf das Ökosystem der Gironde nicht die in der Auswirkungsstudie vorgelegten Werte überschreitet. Auch dieses Programm wird mit Zustimmung der ASNR erstellt und unter der Verantwortung des Betreibers gemäß dem Prinzip der „Selbstüberwachung“ implementiert.



Überwachung der flüssigen Schadstoffe ©EDF

- Das Kraftwerk von Blayais führt auch eine Überwachung der Wasserlebensräume durch, die aus einer chemischen und hydroökologischen Überwachung besteht (Nachverfolgung der physisch-chemischen Parameter und der hydrobiologischen Segmente);
    - Ziel der chemischen Überwachung ist die Feststellung der Konzentration der vom Kraftwerk freigesetzten Chemikalien im Wasser;
    - Ziel der hydroökologischen Überwachung ist die Erfassung der natürlichen Entwicklung im aufnehmenden Umweltbereich zur Feststellung anormaler, langfristiger Entwicklungen des Ökosystems, die dem Kraftwerksbetrieb zuzuschreiben wären.

Böden und Grundwasser

- Das Kraftwerk von Blayais hat ein Programm zur Überwachung der chemischen und radiologischen Grundwasserqualität eingerichtet, mit dem Ziel, eventuell vorhandene, durch das Kraftwerk verursachte Belastungen der Grundwasserschichten festzustellen. Auch ein Piezometer oberhalb des Standorts wird überwacht, um den Zustand der Grundwasserqualität vor dem Kraftwerksbereich zu ermitteln.
- Parallel dazu werden im Falle einer Betriebsstörung und im Rahmen der vorgeschriebenen Unterlagen die Qualität der Böden im Kraftwerksbereich geprüft. Mehrere Vorrichtungen zur Überwachung der im Grundwasser entnommenen Wassermengen und zur Gewährleistung der zulässigen behördlichen Grenzwerte wurden im Bereich des Kraftwerks eingerichtet.

Radioökologie

Das Kraftwerk von Blayais implementiert ein Programm zur Überwachung der radioaktiven Ausflüsse an folgenden Punkten:

- Den Schornsteinen des Hilfsnuklearanlagengebäudes für die atmosphärischen Freisetzungen;
- Den Räumlichkeiten, die kontaminiert werden könnten, z. B. das Hilfsaufbereitungsanlagengebäude, die radioaktive Werkstatt, die Waschküche und die Labore;
- Den diffusen Freisetzungen, zu denen die Dampffreisetzungen des Entlastungssystem in die Atmosphäre und die Freisetzungen an den Lüftungsventilen der Lager- und Kühlbehälter der Becken gehören;
- Den Lagerbehältern für flüssige Ausflüsse;
- Dem Regenwasser und dem Ventil- und Abwasser.



© EDF
Prinzipdarstellung der radiologischen Überwachung der Umwelt

Die Radioaktivität in der Umwelt des Kraftwerks von Blayais wird im Rahmen der folgenden Maßnahmen überwacht:

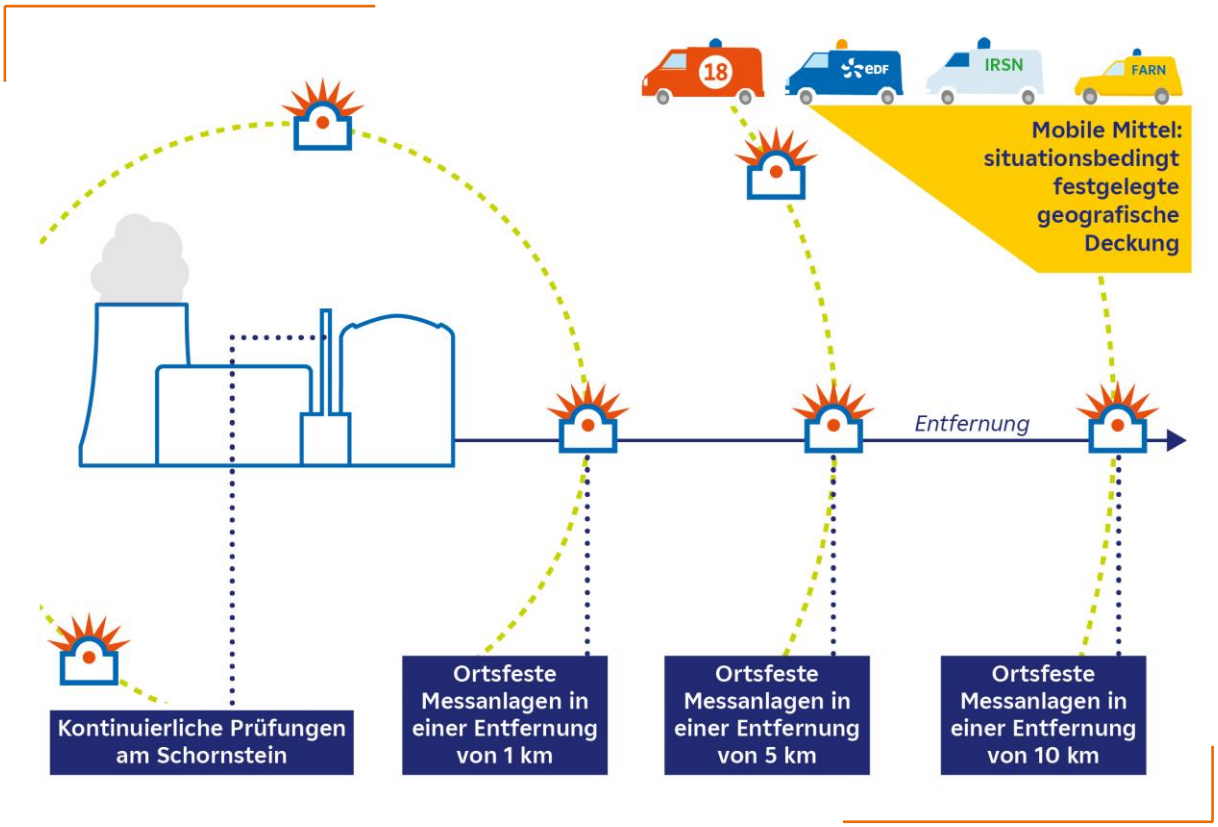
- Ein behördlicher radiologischer Überwachungsplan, der vom Kraftwerk implementiert wird und insbesondere die folgenden Punkte überwacht:
  - Die Atmosphäre mit einer radiologischen Überwachung der Gammastrahlung in der Umwelt, des atmosphärischen Staubs, des Tritiums in der Luft und im Regenwasser;
  - Das Grundwasser;
  - Die Umwelt an Land mit Messungen der Milch und der Bodenpflanzen sowie der oberflächlichen Bodenschichten und landwirtschaftlichen Erzeugnisse;
  - Die Umwelt im Wasser mit Messungen der Oberflächengewässer, Sedimente, Wasserpflanzen und Wasserlebewesen (Muscheln, Schalentiere und Fische).
- Radioökologische Studien auf Veranlassung des Betreibers (Jahresbilanz, Zehnjahresbilanz, Sonderstudien), deren Durchführung zugelassenen Fachlaboren anvertraut wird;
- Ein radiologischer Überwachungsplan, den ASNR systematisch auf eigene Kosten von seinen Abteilungen des „Gutachten"-Zentrums durchführen lässt.

Bevölkerung und deren Gesundheit

Die Überwachung der Auswirkungen des Kraftwerks von Blayais auf die Gesundheit der benachbarten Bevölkerung wird durch die Überwachung der Bereiche Atmosphäre, Oberflächengewässer, Grundwasser und Radioökologie umgesetzt (siehe obige Ausführungen).
Die Lärmbelastung wird im Rahmen der periodischen Lärmbelastungsmesskampagnen überwacht, um die Einhaltung der Vorschriften sicherzustellen.
Da die Lichtemissionen und Vibrationen für die benachbarten Bevölkerungsgruppen unkritisch sind, werden zu dieser Thematik keine Überwachungsmaßnahmen vorgeschlagen.

7.2. Überwachungsmaßnahmen hinsichtlich der radiologischen Risiken

In einer Unfallsituation dienen die feststehenden und mobilen Messmittel der Kontrolle/Überwachung der Radioaktivität in der Umwelt. Die ortsfesten Messmittel sind **kontinuierlich betriebsbereit** und umfassen die Überwachung der Freisetzungen am Schornstein und die Messung der Radioaktivität in der Umgebungsluft durch Messanlagen, die in einer Entfernung von 1 km, 5 km und 10 km vom Standort aufgestellt sind.
Diese Messungen werden bei Unfällen durch mobile, auf den Fahrzeugen von EDF, dem Gutachtendienst der ASNR und der Feuerwehr installierte Messanlagen verstärkt, die den Bereich um das Kraftwerk abfahren.


18
IRSN
FARN
Mobile Mittel: situationsbedingt festgelegte geografische Deckung
Entfernung
Kontinuierliche Prüfungen am Schornstein
Ortsfeste Messanlagen in einer Entfernung von 1 km
Ortsfeste Messanlagen in einer Entfernung von 5 km
Ortsfeste Messanlagen in einer Entfernung von 10 km

8. SCHLUSSFOLGERUNGEN



Kernkraftwerk von Blayais, Département Gironde
Copyright EDF, Gabrielle Balloffet

In Frankreich wird der Bau eines Kernkraftwerks von der französischen Regierung nach Freigabe durch die Behörde für nukleare Sicherheit und Strahlenschutz (Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection – ASNR) genehmigt. Diese Genehmigung enthält keine Betriebsdauerbegrenzung. Dennoch muss der Betreiber alle 10 Jahre eine vertiefte periodische Sicherheitsüberprüfung durchführen, um die Betriebsbedingungen der Anlage für die nächsten 10 Jahre zu bewerten. Er muss sicherstellen, dass der Betrieb der Anlage die für den Standort geltenden nuklearen Sicherheitsregeln erfüllt, und die Prüfung der Risiken und Nachteile aktualisieren, die die Anlage für die öffentliche Sicherheit, Gesundheit und Hygiene oder den Natur- und Umweltschutz, d. h. die sogenannten „geschützten Interessen“ birgt.

In den vier von Électricité de France (EDF) betriebenen 900 MWe-Reaktoren des Kernkraftwerks von Blayais findet nun die 4. periodische Sicherheitsüberprüfung statt.

Nach Abschluss jeder einzelnen Sicherheitsüberprüfung erstellt EDF einen Bericht, der ihre Schlussfolgerungen und die für den verbesserten Schutz der geschützten Interessen in Betracht gezogenen Maßnahmen darlegt. Nach dem 35. Betriebsjahr findet ein öffentliches Anhörungsverfahren bezüglich dieses Abschlussberichts über die Sicherheitsüberprüfung statt.

Das vorliegende Dokument ist Teil der Unterlagen des öffentlichen Anhörungsverfahrens, das im Rahmen der 4. periodischen Sicherheitsüberprüfung der Reaktoren von Blayais durchgeführt wird. Es betrifft alle vier Reaktoren des Kraftwerks. Dieses Dokument bezieht sich auf die mit dem Betrieb dieser Reaktoren während der zehn Jahre nach der 4. periodischen Sicherheitsüberprüfung verbundenen Auswirkungen auf die Umwelt, einschließlich der radiologischen oder sonstigen Folgen eventueller Störfälle oder Unfälle.

Auswirkungen bei Normalbetrieb

Die Wechselbeziehungen zwischen dem normalen Kraftwerksbetrieb und der Umwelt, d. h. die Wasserentnahmen und die Ausflüsse, die Erzeugung von Abfällen, die Lärmbelästigung und die Flächennutzung bleiben in den kommenden zehn Jahren auf dem gleichen Niveau wie während des vergangenen Jahrzehnts.

Die Analyse der Auswirkungen dieser Wechselbeziehungen auf die verschiedenen Bereiche der Umwelt, d. h. die Luft und Klimafaktoren, Oberflächengewässer, Böden und Grundwasser, die Radioökologie, die Artenvielfalt, die Bevölkerung und deren Gesundheit und die menschlichen Aktivitäten belegt keine maßgeblichen Auswirkungen des Kraftwerksbetriebs im aktuellen Zustand und für die zehn Jahre nach der 4. periodischen Sicherheitsüberprüfung.

Grenzüberschreitende Auswirkungen werden nicht erwartet.

Auswirkungen bei Unfällen

Als allgemeine Ausrichtung der 4. periodischen Sicherheitsüberprüfung ihrer 900 MWe-Reaktoren hat EDF sich für die Angleichung an die nuklearen Sicherheitsziele der Reaktoren der 3. Generation wie EDFs Bezugsreaktor „EPR Flamanville 3“ (FLA3) entschieden.

Umfangreichen Maßnahmen zur Verbesserung der nuklearen Sicherheit, die zusammengefasst in diesem Dokument vorgestellt werden, wurden im Rahmen der 4. Sicherheitsüberprüfung in 4 Hauptthemenbereichen umgesetzt:

- **Unfälle ohne Kernschmelze:** Verringerung der radiologischen Folgen, bis sie unter den Grenzwerten für die Implementierung der Bevölkerungsschutzmaßnahmen liegen.
- **Aggressionen:** Berücksichtigung stärkerer Aggressionen – insbesondere Trockenheit, Hitzewellen, Überschwemmungen, Erdbeben – und Einrichtung der „Noyau Dur“-Vorrichtungen zur Verstärkung der Widerstandsfähigkeit der Anlagen gegen extreme Aggressionen wie Erdbeben, Wirbelstürme und Überschwemmungen.
- **Brennelementbecken:** Einrichtung zusätzlicher Mittel zur Kühlung, die von den bestehenden Vorrichtungen unabhängig sind.
- **Unfälle mit Kernschmelze:** Implementierung weiterer Maßnahmen, einschließlich der sogenannten „Noyau Dur“-Vorrichtungen, damit die vorzeitige und umfangreiche Freisetzung von Schadstoffen extrem unwahrscheinlich wird und nachhaltige Auswirkungen für die Umwelt vermieden werden.

Der für die nukleare Sicherheit bei dieser 4. Sicherheitsüberprüfung gewählte Ansatz – mit wichtigen Entwicklungen des Konzepts und des Betriebs der Reaktoren von Blayais – verringert deutlich die Auswirkungen auf die Umwelt im Zusammenhang mit den radiologischen Risiken.

Wie im Dokument vorgestellt, wären die radiologischen Folgen der hypothetischsten schwersten Unfälle mit Kernschmelze räumlich und zeitlich begrenzt und kompatibel mit den für den Bevölkerungsschutz festgelegten Maßnahmen. Die grenzüberschreitenden Auswirkungen durch die atmosphärische Ausbreitung radioaktiver Stoffe sind sowohl auf kurze Sicht als auch langfristig nach Kumulierung vernachlässigbar.

Aufgrund der 4. periodischen Sicherheitsüberprüfung setzt EDF den Betrieb ihrer Reaktoren von Blayais bis 50 Jahre fort und trägt so zur Aufrechterhaltung einer Stromerzeugung mit niedriger CO_2-Bilanz bei, deren CO_2-Freisetzung pro kW für den gesamten Lebenszyklus des Kraftwerks unter 4 g liegt.

Für die verschiedenen Umweltbereiche werden während der kommenden zehn Jahre keine wesentlichen negativen Auswirkungen durch den Normalbetrieb des Kraftwerks von Blayais erwartet. Seine Stilllegung würde keine nennenswerten Vorteile für die Umwelt bieten. Sie würde jedoch zu einem deutlichen Einbruch der CO_2-freien Stromerzeugung führen, die dem Verbrauch von mehr als 5 Millionen Haushalten entspricht. Die CO_2-Emissionen zur Erzeugung der entfallenen Produktion durch den europäischen Energiemix lägen bei über 5 Millionen Tonnen CO_2 im Jahr.


Kernkraftwerk von Blayais, Département Gironde
Copyright EDF, Gabrielle Balloffet

GLOSSAR

Abkürzungen	Bezeichnungen
Konventioneller Unfall	Der Begriff „konventioneller Unfall“ wird für einen Unfall verwendet, der nicht bzw. nur schwach radioaktive Folgen haben kann.
ACV	Analyse du cycle de vie – Analyse des Lebenszyklus
APRP	Accident de perte de réfrigérant primaire – Unfall mit Verlust von Primärkreiskältemittel
ASG-ND	Système de refroidissement secondaire « Noyau Dur » – System „Noyau Dur“ zur Sekundärkreiskühlung
ASNR	Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection – Behörde für nukleare Sicherheit und Strahlenschutz
CENTRACO	CENtre de TRAitement et de COnditionnement – Aufbereitungszentrum
Potentielle Ziele	Die Bevölkerungsgruppen außerhalb der Standortgrenzen sowie die Umwelt, die den zu schützenden Interessen aus Artikel L. 593-1 des französischen Umweltgesetzbuchs entsprechen.
CIRES	Centre Industriel de Regroupement d’Entreposage et de Stockage de l’ANDRA – Industriezentrum mit Sammelzwischenlager- und -lagerstätte der ANDRA (nationale Behörde für die Verwaltung radioaktiver Abfälle)
CSA	Centre de Stockage de l’Aube – Lagerstätte im Departement „Aube“
Gefahr	Der Begriff „Gefahr“ definiert eine inhärente Eigenschaft eines Stoffs (Butan, Chlor...), eines Techniksystems (Druckbeaufschlagung mit Gas...), einer Vorrichtung (Heben einer Last...), eines Organismus (Bakterie...), die zu Schäden an einem „empfindlichen Objekt“ führt. Der Begriff „Gefahr“ geht einher mit den Begriffen der Entzündbarkeit oder Explosionsfähigkeit, der Toxizität, der Infektiosität... und dem der verfügbaren Energie, die die Gefahr auszeichnet.
DCE	Directive Cadre sur l’Eau – Rahmenrichtlinie Wasser
DeD	Débit d’équivalent de Dose – Ortsdosisleistung

DOCOB	DOCuments d'OBjectifs – Zielsetzungsunterlagen
DOR	Dossier d'Orientations du Réexamen périodique – Orientierungsunterlagen für die periodische Sicherheitsüberprüfung
DUS	Diesel d'Ultime Secours – dieselbetriebenes Notstromaggregat
EAS	Système d'aspersion d'eau dans l'enceinte de confinement – Beregnungssystem in der Reaktorschutzhülle
EAS-ND	Système d'évacuation de la puissance résiduelle de l'enceinte – System zur Ableitung der Restleistung aus der Reaktorhülle
EDF	Electricité de France – französische Energieversorgungsgesellschaft
EIP	Élément Important pour la Protection des intérêts – wichtige Komponenten für den Schutz der Interessen
EPR	European Pressurised Reactor (Réacteur à Eau Pressurisée) – europäischer Druckwasserreaktor. Gehört der 3. Generation Kernkraftwerke zur Stromerzeugung an
EPRS	Évaluation Prospective des Risques Sanitaires – prospektive Bewertung der Gesundheitsrisiken
EPS	Études Probabilistes de Sûreté – Wahrscheinlichkeitsstudien zur nuklearen Sicherheit
ERC	Eviter, Réduire, Compenser – Vermeiden, verringern, kompensieren
FA	Faible Activité – schwach radioaktiv
FARN	Force d'Action Rapide du Nucléaire – schnelle Kernkraft-Einsatzgruppe
FLA3	Kernkraftwerk Nr. 3 (EPR) des Standorts von Flamanville
GNU	Parc à gaz du magasin général servant à l'entreposage des bouteilles non utilisée – Gasbereich des Hauptlagers für die Zwischenlagerung nicht verwendeter Flaschen
GP/GPE	Groupe Permanent d'experts – ständiges Sachverständigengremium
GV	Générateur de Vapeur – Dampferzeuger
HA	Haute Activité – Stark radioaktiv
ICPE	Installation Classée pour la Protection de l'Environnement – umweltschutzkritische Anlage
IEM	Interprétation de l'État des Milieux – Auslegung des Zustands der Umwelt
INB	Installation Nucléaire de Base – Basiskernkraftanlage
INERIS	Institut National de l'Environnement et des RISques – nationales Institut für Umwelt und Risiken
IRSN	Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire – Institut für Strahlenschutz und nukleare Sicherheit
MA	Moyenne Activité – mäßig radioaktiv
MES	Matières en Suspension – Schwebstoffe
ND	Noyau Dur
NQE	Normes de Qualité Environnementales – Umweltqualitätsnormen
NMA	Niveaux Maximaux Admissibles – maximal zulässige Level
OISS	Ouverture Intempestive d'une Soupape Secondaire à 0%Pn – unbeabsichtigtes Öffnen eines Ventils im Sekundärkreis bei 0 %Pn
OPEL	Ouvrage de Prise d'Eau en Loire – Bauwerk zur Wasserentnahme aus der Loire
PA	Produits d'Activation – Aktivierungsprodukte
PF	Produits de Fission – Spaltungsprodukte
Gefährliches Ereignis	Als gefährliches Ereignis gilt die teilweise oder umfassende Freisetzung von Energie oder Stoffen, deren Auswirkungen Schäden an potenziellen Zielen verursachen können.
Gefahren-Potenzial	Eine potenzielle Gefahrenquelle beschreibt einen Stoff, ein Techniksystem, eine Vorrichtung, einen Organismus..., die Schäden verursachen können, die empfindliche Objekte beeinträchtigen.
PTR-bis	Système de traitement et de refroidissement d'eau des piscines supplémentaire – zusätzliches System zur Aufbereitung und Kühlung des Beckenwassers
RCR	Rapport de Conclusion du Réexamen périodique – Abschlussbericht über die periodische

	Sicherheitsprüfung
REP	Réacteur à Eau Pressurisée – Druckwasserreaktor
RIS	Système de sauvegarde et de protection du circuit primaire (injection de sécurité) – System für die Aufrechterhaltung und den Schutz des Primärkreises (Notkühlsystem)
Risiko	Jede menschliche Tätigkeit verursacht Risiken. Ein Risiko wird als Kombination der Wahrscheinlichkeit des Auftretens eines schädlichen Ereignisses und dem Umfang seiner Auswirkungen definiert.
RP	Réexamen périodique – periodische Sicherheitsüberprüfung
RP4	4e réexamen périodique – 4. periodische Sicherheitsüberprüfung
RP4 900	4e Réexamen Périodique des réacteurs de 900 Mwe – 4. periodische Sicherheitsüberprüfung der 900 MWe-Reaktoren
RTGV	Rupture de tube de générateur de vapeur – Bruch einer Leitung des Dampferzeugers
RTGV4	Rupture d'un Tube de Générateur de Vapeur de catégorie 4 – Bruch einer Leitung des Dampferzeugers der 4. Kategorie
RTV	Rupture de Tuyauterie Vapeur – Bruch einer Dampfleitung
RTV + nRTGV	Rupture de Tuyauterie Vapeur cumulée à la Rupture multiple de Tubes de Générateurs de Vapeur – Bruch einer Dampfleitung kumuliert mit multiplen Dampferzeugerrohrbrüchen
SEG	Système Source d'Eau diversifiée – System mit heterogener Wasserquelle
SEI	Seuil des Effets Irréversibles – Schwellenwert der irreversiblen Auswirkungen
SF-ND	Source Froide Noyau Dur – Kalte Quelle „Noyau Dur“
Gefahrstoff	Stoff, Zubereitung oder Mischung, der die Kriterien physikalischer Gefahren, Gefahren für die Gesundheit oder Gefahren für die Umwelt gemäß der geänderten Verordnung vom 20. April 1994 erfüllt.
TFA	Très Faiblement Actif / Très Faible Activité – sehr schwach radioaktiv/sehr schwache Radioaktivität
THE	Très Haute Efficacité – Hocheffizient
THM	Trihalométhanes – Trihalomethane
VC	Vie Courte – kurze Halbwertszeit
VL	Vie Longue – lange Halbwertszeit
VTC	Vie Très Courte – sehr kurze Halbwertszeit
WENRA	Western European Nuclear Regulators Association (Association des régulateurs nucléaires d'Europe occidentale) – Verband der nuklearen Aufsichtsbehörden für Westeuropa
ZER	Zone à Émergence Règlementée – Zone mit reglementiertem Aufkommen
ZNIEFF	Zones Naturelles d'Intérêt Écologique, Faunistique et Floristique – Naturgebiete mit besonderer Bedeutung bezüglich der Umwelt, Fauna und Flora
ZPS	Zones de Protection Spéciales – besondere Schutzgebiete vom Typ Europäisches Vogelschutzgebiet
ZSC	Zones Spéciales de Conservation – besondere Schutzgebiete vom Typ FFH-Gebiet



DOCUMENT

3

DESCRIPTION DES DISPOSITIONS PROPOSÉES PAR L'EXPLOITANT À LA SUITE DU RÉEXAMEN PÉRIODIQUE DU RÉACTEUR N°4

Enquête publique concernant le rapport du du 4e réexamen périodique

CENTRALE NUCLÉAIRE DU BLAYAIS - RÉACTEUR N°4

Inhaltsverzeichnis

1. Einleitung 3

2. Verbesserung der nuklearen Sicherheit im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Anlage 4

3. Vom Betreiber im Anschluss an die 4. periodische Überprüfung vorgeschlagene Maßnahmen 8

3.1. Maßnahmen im Bereich „Risiken“ 10

3.1.1. Maßnahmen zur Einhaltung der Vorschriften durch die Anlage 10

3.1.2. Bestimmungen zur Neubewertung der Sicherheitsstufe 11

3.2. Bestimmungen zum Aspekt „Nachteile“ 67

3.3. Bestimmungen zur langfristigen Aufrechterhaltung der Anlagen 69

4. Anhang 1: Liste der vom Betreiber vorgeschlagenen Bestimmungen 70

5. Anhang 2: Übersichten 74



1. Introduction

EDF-Kernkraftwerk Blayais, Gironde
© Copyright EDF – Yohan Espiaube

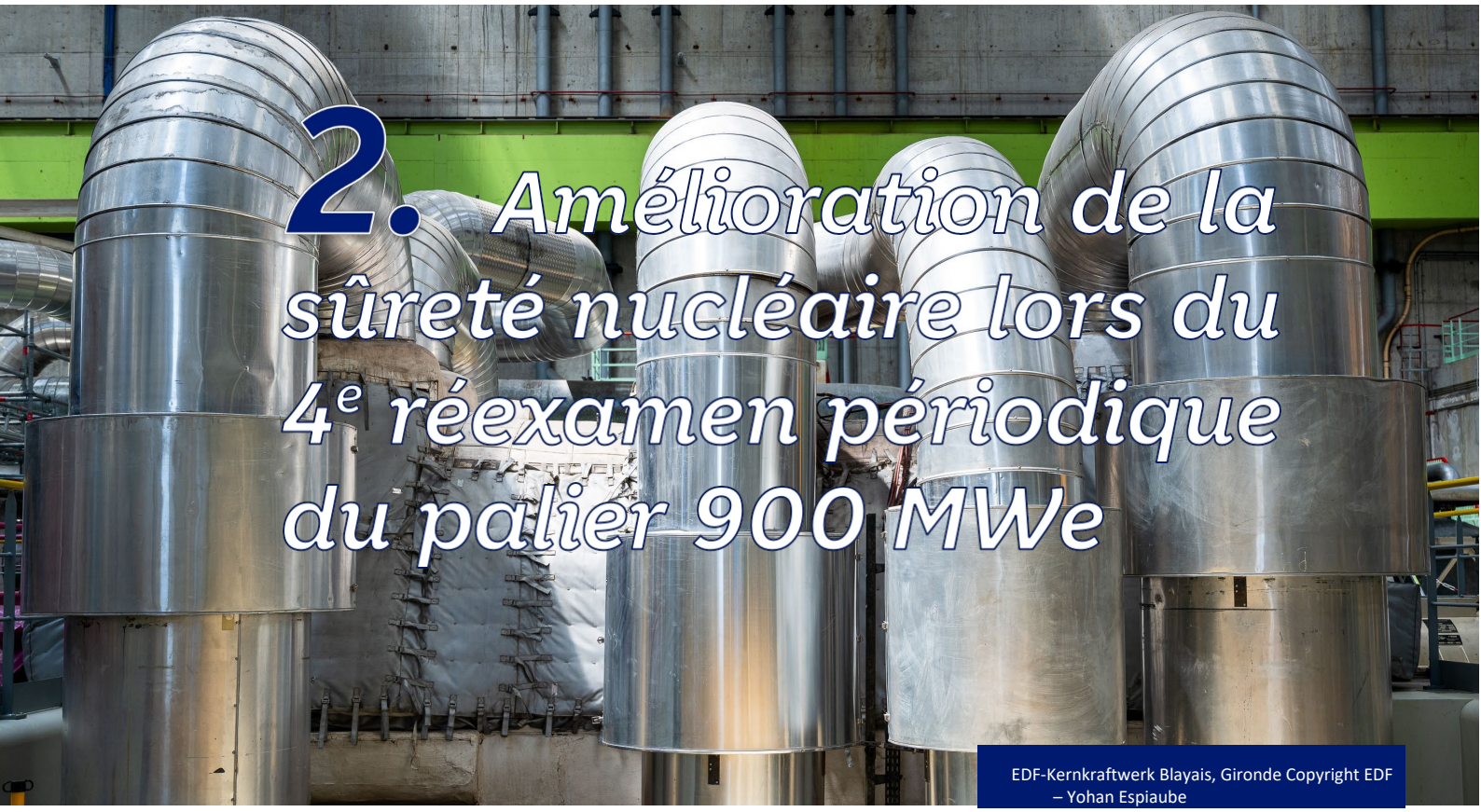
Dieses Dokument beschreibt die von EDF im Anschluss an die 4. regelmäßige Überprüfung des Reaktors Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais vorgeschlagenen Maßnahmen. Es ist Teil Nr. 3 der Unterlagen für die öffentliche Anhörung zum Bericht über diese Überprüfung und entspricht somit Artikel R. 593-62-4 des Umweltgesetzbuchs:

„Die Unterlagen für die in Artikel L. 593-19 Absatz 2 genannte öffentliche Anhörung umfassen:

3° – Die Beschreibung der vom Betreiber vorgeschlagenen Maßnahmen zur Behebung der festgestellten Mängel oder zur Verbesserung des Schutzes der in Artikel L. 593-1 genannten Interessen im Anschluss an die regelmäßige Überprüfung, die im Bericht gemäß Absatz 1 von Artikel L. 593-19 enthalten sind […]“

Dieses Dokument wurde speziell im Rahmen des Unterlagenpakets zur öffentlichen Anhörung verfasst. Es bezieht sich nicht direkt auf den Gegenstand der öffentlichen Anhörung, nämlich den Überprüfungsbericht (Anlage 2), sondern dient als ergänzende Erläuterung zu diesem Bericht. Es stellt die von EDF vorgeschlagenen Maßnahmen dar, d. h. die Maßnahmen, die im Rahmen des Industrieprogramms im Anschluss an die Veröffentlichung des Überprüfungsberichts zu Blayais 4 vorgesehen sind. Die Vollständigkeit der vorgeschlagenen Maßnahmen ist in Anlage 2 dargelegt.

Dieses Dokument berücksichtigt die Forderungen der Behörde für nukleare Sicherheit (Autorité de sûreté nucléaire) aus dem Schreiben CODEP-DCN-2022-028468 bezüglich der Verbesserung der Unterlagen, die im Rahmen der 4. periodischen Überprüfungen der 900-MWe-Reaktoren zur öffentlichen Anhörung vorgelegt wurden.



EDF-Kernkraftwerk Blayais, Gironde Copyright EDF – Yohan Espiaube

2. Amélioration de la sûreté nucléaire lors du 4e réexamen périodique du palier 900 MWe

Das Dokument Nr. 1 „Präsentationsvermerk“ der Unterlagen zur öffentlichen Anhörung erläutert den von EDF für die 4. periodische Überprüfung der Kernreaktoren der 900-MWe-Klasse (RP4 900) gewählten Ansatz, der sich in drei Hauptbereiche gliedert:

1. Der Bereich „Risiken“:
   - Überprüfung der Konformität der Anlage hinsichtlich der für sie geltenden Anforderungen und Vorschriften;
   - Das Niveau der nuklearen Sicherheit *durch* die allgemeine Ausrichtung der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren erhöhen, um die für Reaktoren der 3. Generation festgelegten Sicherheitsziele anzustreben, wobei der EPR in Flamanville 3 als Referenzreaktor der EDF dient.

Diese Ausrichtung wurde in vier technische Ziele unterteilt:

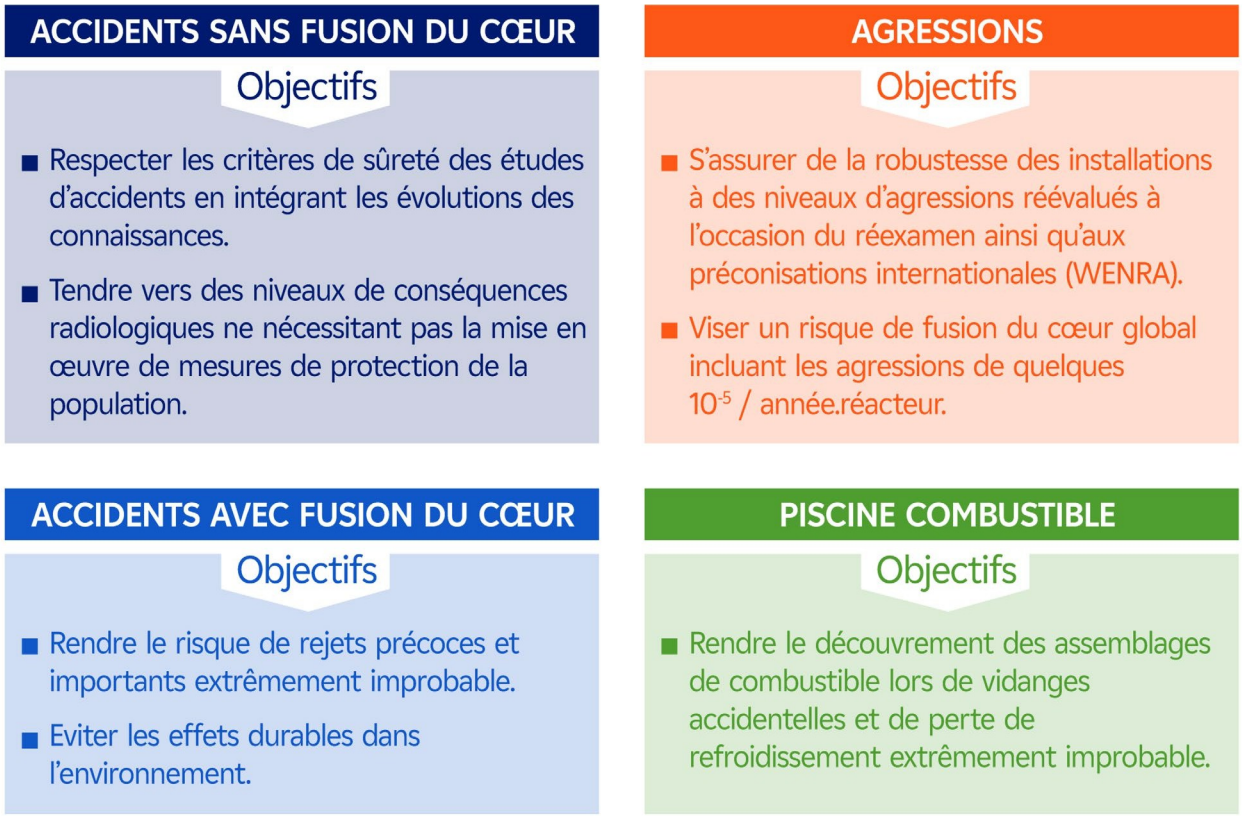


Abbildung 1. Technische Ziele der 4 periodischen Überprüfung

Die von EDF als Reaktion auf die von der ASN nach dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima-Daiichi am 11. März 2011 erlassenen Vorschriften umgesetzten sogenannten „Noyau Dur"-Maßnahmen tragen zur Erfüllung der Ziele der 4 periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren bei (*vgl.* § 3.1.2.5.1).

2. Der Bereich „Nachteile" umfasst eine Überprüfung der Konformität und eine Aktualisierung der Bewertung der Nachteile, die die Anlage im Normalbetrieb für Gesundheit und Umwelt mit sich bringt.
3. Der Bereich „Langfristiger Erhalt der Anlagen" mit der Beherrschung der Alterung der Ausrüstung, dem Umgang mit der Veralterung und der langfristigen Aufrechterhaltung der Materialqualifikation für einen weiteren Betrieb nach 40 Jahren.

Die Bestimmungen der periodischen Überprüfung gemäß 4e zielen darauf ab, die im Rahmen dieser Überprüfung für die drei oben genannten Hauptbereiche festgelegten Ziele zu erreichen. Eine Bestimmung umfasst die Studien und Änderungen, die zur Erreichung eines Ziels beitragen. Sie umfasst ein kohärentes Ganzes aus grundlegenden materiellen, betrieblichen oder organisatorischen Änderungen, die im Rahmen der Überprüfung am Reaktor umgesetzt werden.

Gemäß dem Schreiben ASN CODEP-DCN-2021-009580 vom 23. Februar 2021 bezüglich der *„Stellungnahme der ASN zur generischen Phase der vierten periodischen* Überprüfung“ wird EDF am Reaktor Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais alle Maßnahmen im Zusammenhang mit der 4 periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren spätestens fünf Jahre nach Veröffentlichung des Überprüfungsberichts umsetzen.

Als Reaktion auf dieses Schreiben gliedert sich das Industrieprogramm von EDF in mehrere Arbeitsphasen an den Anlagen, unter Berücksichtigung ihres Umfangs und der Auswirkungen auf die Menschen und Organisationen an den Kernkraftwerksstandorten:

- Die Änderungen, die vor (bei laufendem Reaktor) oder während der Abschaltung für die 4 Zehnjahresinspektion von Blayais 4 („Phase A“) umgesetzt wurden. Zum Zeitpunkt der öffentlichen Anhörung sind diese Änderungen an Blayais 4 bereits umgesetzt.
- Die Änderungen, die nach der Abschaltung im Rahmen der 4 Zehnjahresinspektion von Blayais 4 umgesetzt werden. Ihre Umsetzung ist vorgesehen:
  - entweder im Rahmen der „Phase B“ und ihrer „Ergänzungsphase“, spätestens im Jahr 2029 für Blayais 4,
  - entweder im Rahmen eines spezifischen Loses für Blayais 4 unter Einhaltung der Frist bis 2031, was die Bestimmungen aus den technischen Vorgaben betrifft (was der Frist von spätestens fünf Jahren nach Vorlage des Berichts zur Überprüfung entspricht).

Der Bericht zur Überprüfung von Blayais 4 (Gegenstand des öffentlichen Anhörungsverfahrens und Anlage 2 der Akte) stellt für jeden Themenbereich die Ziele der Überprüfung dar und nennt die Maßnahmen, mit denen diese Ziele erreicht werden können. Er umfasst sowohl die Maßnahmen der Überprüfung, die vor oder während der Abschaltung von Blayais 4 zur zehnjährigen Inspektion umgesetzt wurden, als auch die von EDF im Anschluss an die Überprüfung von Blayais 4 vorgeschlagenen Maßnahmen (deren Beschreibung in diesem Dokument enthalten ist).

Die von EDF im Anschluss an die 4e periodische Überprüfung von Blayais 4 vorgeschlagenen Maßnahmen sollen größtenteils gemäß einem Industrieprogramm bis 2031 umgesetzt werden.

Die folgende Zeitleiste fasst die wichtigsten Etappen der spezifischen Phase der 4ᵉperiodischen Überprüfung von Blayais 4 zusammen. Die vollständige Zeitleiste, die auch die generische Phase[1] der 4ᵉperiodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren beschreibt, ist in Anlage 1 der Unterlagen zur öffentlichen Anhörung enthalten.

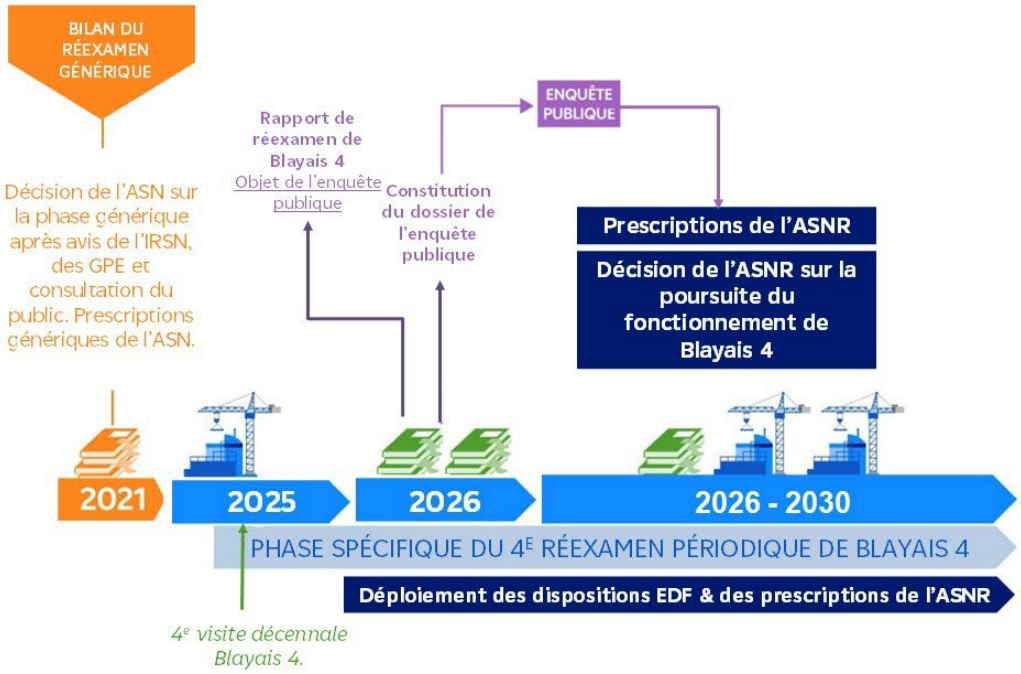


Abbildung 2. Die wichtigsten Etappen der 4·periodischen Überprüfung von Blayais 4

[1] Seit der Einführung der regelmäßigen Überprüfungen zu Beginn des Betriebs des französischen Kernkraftwerkparks nutzt EDF die Standardisierung seiner Reaktoren nach Leistungsstufen (900-MWe-, 1300-MWe- und 1400-MWe-Stufen), um diese Überprüfungen in zwei sich ergänzenden Phasen durchzuführen. Die erste Phase, die generische Phase, befasst sich mit den Themen, die allen Reaktoren einer Leistungsstufe gemeinsam sind. Die zweite Phase, die spezifische Phase, berücksichtigt die Besonderheiten jedes einzelnen Reaktors und die Umsetzung der Maßnahmen an jedem Reaktor. Die Bestimmungen der generischen Phase der 4·periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren waren von September 2018 bis März 2019 Gegenstand einer öffentlichen Konsultation; die von EDF daraus gezogenen Erkenntnisse sind in Anhang 4 der Unterlagen zur öffentlichen Anhörung dargelegt.



3. Dispositions proposées par l'exploitant à la suite du 4e réexamen périodique

EDF-Kernkraftwerk Le Blayais, Gironde
© Copyright EDF – Yohan Espiaube

Die vom Betreiber im Anschluss an die 4. periodische Überprüfung des Reaktors Nr. 4 in Blayais vorgeschlagenen Maßnahmen ergänzen die bereits umgesetzten Maßnahmen.

Sie sind thematisch entsprechend den drei Hauptbereichen der Überprüfung gegliedert.

Für jede vorgeschlagene Maßnahme werden die Informationen wie folgt dargestellt:

Überschrift	Enthält die Bezeichnung der vorgeschlagenen Maßnahme
Thema	Gibt das betreffende Hauptthema sowie die technischen Ziele an (für das Thema „Sicherheit“)
Typologie	Stellt die Art der Regelung dar: › ergänzende Untersuchungen zur Vertiefung bestimmter Sachverhalte. Diese ergänzenden Untersuchungen können zu baulichen Maßnahmen und/oder betrieblichen Maßnahmen führen, › „materielle“ Bestimmungen, die auf eine Änderung der Anlagen abzielen, › „betriebliche“ Vorschriften, bestehend aus Änderungen der Allgemeinen Betriebsvorschriften (RGE): Vorgaben für den Normalbetrieb, Betrieb der Anlage im Falle eines Unfalls, › bestimmte Studien sind derzeit im Gange, insbesondere wenn sie den Vorgaben der ASN entsprechen, die auf der Grundlage der Schlussfolgerungen der generischen Phase 4 erlassen wurden[e] periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren (Beschluss Nr. 2021-DC-0706 der Behörde für nukleare Sicherheit vom 23. Februar [2021²], geändert durch den Beschluss Nr. 2023-DC-0774 der ASN vom 19. Dezember 2023). Derzeit liegen erste Informationen vor. Die Bestimmung wird als „in Prüfung“ bezeichnet “.
Anwendbarkeit	Gibt die Anwendbarkeit der Bestimmung an: › Generisch für die Baureihe: Die Bestimmung betrifft alle Reaktoren der 900-MWe-Baureihe im Rahmen ihrer[4] periodischen Überprüfung, › Reaktorspezifisch: Die Bestimmung betrifft den Reaktor, der Gegenstand der öffentlichen Anhörung ist, gilt jedoch nicht für alle Reaktoren der 900-MWe-Klasse. Sie kann mehrere Reaktoren betreffen (beispielsweise alle Reaktoren eines Kraftwerks).

Ziel: Stellt das Ziel der vorgeschlagenen Bestimmung dar.

Technische Erläuterung: Liefert die technische Erläuterung zur vorgeschlagenen Bestimmung.

Jede vorgeschlagene Bestimmung trägt zur Verbesserung des Schutzes der in Artikel L. 593-1 des Umweltgesetzbuchs genannten Interessen bei, ohne nennenswerte und dauerhafte negative Auswirkungen auf die Umwelt zu verursachen.

2 Sofern nicht anders angegeben, stammen alle im weiteren Verlauf dieses Dokuments genannten Vorschriften aus diesem Beschluss.

3.1. Bestimmungen zum Bereich „Risiken“

Gemäß den gesetzlichen Anforderungen umfasst der Bereich „Risiken“ der regelmäßigen Überprüfung zum einen eine Prüfung der Konformität der Anlage mit den für sie geltenden Vorschriften und Anforderungen und zum anderen die Neubewertung des Sicherheitsniveaus.

3.1.1. Bestimmungen zur Konformität der Anlag

Vor der Umsetzung von Zielen zur Verbesserung der Sicherheit stellt EDF sicher, dass die Anlagen den für sie geltenden Vorschriften entsprechen.

Ergänzend zur Behebung der während des Betriebs festgestellten Konformitätsabweichungen setzt EDF im Rahmen der regelmäßigen Überprüfungen umfangreiche Mittel zur Überprüfung der Konformität der Anlagen ein, wobei mehrere sich ergänzende Ansätze verfolgt werden:

- das Konformitätsmanagement,
- die Konformitätsprüfung der Blöcke (ECOT),
- das Programm für ergänzende Untersuchungen (PIC),
- ein Programm zur Überprüfung der Systemkonstruktion,
- spezielle Prüfungen.

3.1.2. Bestimmungen zur Neubewertung des Sicherheits s

3.1.2.1. Bestimmungen zu Unfällen ohne Kernschmelze

Anlässlich der 4 periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren wurden die Unfallstudien des Sicherheitsberichts unter Berücksichtigung des aktuellen Stands der Erkenntnisse und Praktiken überprüft.

Um die Einhaltung der Sicherheitskriterien zu überprüfen und ein Ausmaß an radiologischen Folgen anzustreben, das keine Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung erfordert, werden zwei Arten von Studien durchgeführt:

- deterministische Studien zu angenommenen Unfallszenarien; insbesondere ermöglichte eine Übung zur Übertragung von Unfallsituationen und Reaktionszeiten der für den Reaktorbetrieb zuständigen Bediener, die beim EPR von Flamanville 3 berücksichtigt wurden, die Überprüfung des ordnungsgemäßen Verhaltens der bei den 900-MWe-Reaktoren verfügbaren Schutzmaßnahmen;
- probabilistische Sicherheitsstudien zum Risiko einer Kernschmelze haben eine Verbesserung gegenüber der 3 periodischen Überprüfung gezeigt, mit einer deutlichen Verringerung des Risikos einer Kernschmelze.

Zum Thema „Unfälle ohne Kernschmelze“ werden folgende Maßnahmen vorgeschlagen.

Überschrift	**Erweiterung des Nachweises der nuklearen Sicherheit in Bezug auf Unfälle**
Thema	Sicherheit / Unfälle ohne Kernschmelze
Typologie	Vertiefung der im Sicherheitsbericht und in den Betriebsvorschriften enthaltenen Studien zum Sicherheitsnachweis (Betrieb der Anlage im Falle eines Unfalls)
Anwendbarkeit	Generisch, Reaktorstufe

Ziel: Bestätigung der Robustheit der Anlage gegenüber neuen, in den Sicherheitsbericht integrierten Szenarien oder – bei bestehenden Szenarien – gegenüber neuen Untersuchungsannahmen, die den aktuellen Stand des Wissens (physikalische Phänomene, Berechnungsmethoden) berücksichtigen.

Technische Erläuterung: Diese Bestimmungen erweitern den Geltungsbereich des Nachweises der nuklearen Sicherheit für Unfälle ohne Kernschmelze: Berücksichtigung der Ergebnisse der Sitzungen der Ständigen Expertengruppen[3] bezüglich der Kriterien für das Verhalten des Brennstoffs und der Unfallstudien vom 4.e regelmäßigen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren, Verbesserung der Modellierung physikalischer Phänomene (Erweiterung des Wissensstands) sowie Berücksichtigung neuer Unfallszenarien, die sich aus neuen Annahmen oder aus dem EPR ergeben. Die Änderungen sind wie folgt:

3 Zur Vorbereitung ihrer wichtigsten Entscheidungen in Fragen der nuklearen Sicherheit oder des Strahlenschutzes stützt sich die ASNR auf die Stellungnahmen und Empfehlungen von acht ständigen Expertengruppen. Die ASNR konsultiert diese ständigen Gruppen zu Themen, die in ihren jeweiligen Fachgebieten liegen.

- Die Einbeziehung neuer Unfalltransienten in den Sicherheitsbericht:
  - das Transientereignis eines Dampfrohrbruchs der Kategorie 2 ohne Auslösung der Sicherheitsinjektion (sogenannter „Bruch an der Schnittstelle zur Auslösung der Sicherheitsinjektion“),
  - das Transientereignis eines Brennelementauswurfs ohne automatische Abschaltung des Reaktors durch Anstieg des Neutronenflusses,
  - die Transienten bei einem Bruch der Dampfleitungen im Sekundärkreis bei 100 % Nennleistung, mit und ohne Ausfall der externen Spannungsversorgung des Kraftwerks,
  - den Transienten der homogenen Verdünnung durch den Bruch eines Rohrs im Wärmetauscherkreislauf der Primärpumpen in allen Betriebszuständen des Reaktors.
- Verbesserung der Modellierung physikalischer Phänomene in bestimmten Studien:
  - Einsatz einer Berechnungsmethode, die die physikalischen Phänomene für den Transienten des Entfernens eines Leistungsregelstabs aus dem Reaktorkern genauer simuliert (dreidimensionale Modellierung),
  - ergänzende Berechnungen, um das gesamte Spektrum der Bruchgrößen bei Dampfrohrbrüchen abzudecken,
  - Einsatz eines neuen Berechnungscodes zur Abschätzung der langfristigen Ableitung der Restleistung des Reaktorkerns im Transient bei einem Unfall mit Primärkühlmittelverlust durch einen Zwischenbruch,
  - Einführung eines neuen Berechnungsmodells zur Abschätzung der kurzfristigen Restleistung für den Unfalltransienten eines Primärkühlmittelverlusts durch einen Zwischenbruch.
- Die Ausweitung der Sicherheitsuntersuchungen auf eine größere Anzahl von Brennstoffelementkonfigurationen im Reaktorkern, der im *„Garance“*-Betriebsmodus betrieben wird (Brennstoffmanagementzyklen zur Erhöhung des Reaktorbehälter-Schutzes und sogenannte „variable“ Zyklen).
- Die Ausweitung des Nachweises der Kritikalitätskontrolle auf Fälle eines unfallbedingten Herabfallens von Brennelementen im Reaktorgebäude unter Berücksichtigung des neuen Kritikalitäts-Referenzrahmens für Tätigkeiten im Brennelementgebäude und im Reaktor bei offenem Reaktorbehälter.
- Die Einbeziehung neuer Auslegungskriterien zum Verhalten des Brennstoffs in Unfallsituationen:
  - Nachweis, dass bei einer Beschädigung der Brennstoffhülle kein Brennstoff austritt, und zwar für Transienten beim Auswerfen von Brennelementbündeln und bei einem blockierten Rotor einer Primärmotorpumpe,
  - Überprüfung, dass am Rand der Brennstofftablette kein Schmelzen auftritt, bei Transienten des unkontrollierten Rückzugs beim Anfahren und des Auswurfs von Brennelementbündeln zur Steuerung der Reaktivität,
  - Überprüfung, dass es am heißesten Punkt des Reaktorkerns nur zu einer begrenzten Schmelze des Brennstoffs kommt, bei Unfalltransienten der Kategorie 3[e4]des Sicherheitsberichts.

[4] Die im Sicherheitsbericht untersuchten zufälligen und unfallbedingten Transienten werden entsprechend ihrer Häufigkeit und ihrer Folgen in Kategorien eingeteilt.

Überschrift	**Überprüfung der Knickgrenze der Gitter einer Brennelementkassette**
Thema	Sicherheit / Unfälle ohne Kernschmelze
Typologie	Zu prüfende Maßnahmen als Reaktion auf die von der ASN erlassene Vorschrift [Etude-D] angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4ᵉRP 900
Anwendbarkeit	Generisch – Reaktorstufe

Ziel: Verbesserung des Verständnisses der mit dem Brennstoff verbundenen physikalischen Phänomene.

Technische Erläuterung: Es geht darum, das gleichzeitige Auftreten eines Unfalls mit Primärkühlmittelverlust und eines Erdbebens zu untersuchen. In solchen Situationen können sich die Gitter der Brennelemente verbiegen („ausknicken“), was die Kühlbedingungen der Brennstäbe oder die Fallbedingungen der Reaktivitätsregelstäbe im Reaktorkern verändern kann. EDF hat eine Versuchsreihe durchgeführt, um die Knickgrenze der Gitter der Brennelemente genauer zu charakterisieren. Dieses Programm bestätigt, dass die derzeitigen Vorkehrungen ausreichen, um bei solchen Unfällen eine ordnungsgemäße Kühlung und die Steuerung der Reaktivität im Reaktorkern nachzuweisen. Gemäß der Vorgabe [Etude-D] wird EDF die Ergebnisse dieser Versuche und der damit verbundenen Studien in den Sicherheitsbericht einfließen lassen.

Titel	**Erweiterung der Studien im ergänzenden Bereich**
Thema	Sicherheit / Unfälle ohne Kernschmelze
Typologie	Betriebsvorschriften (Verhalten im Unfallfall) und bauliche Vorkehrungen
Geltungsbereich	Allgemein – Reaktorstufe

Ziel: Bestätigung der Eignung der Reaktoren, neue Unfallszenarien zu bewältigen, die auf mehreren unabhängigen Ausfällen beruhen.

Technischer Hintergrund: Der ergänzende Bereich umfasst eine Reihe von Unfallszenarien, die zusätzlich zu den Unfallszenarien der ursprünglichen Auslegung der Kernreaktoren von EDF untersucht wurden. Die Studien von EDF haben bereits zur Einführung ergänzender Maßnahmen geführt. Die Prüfung der Unterlagen durch die ASN und das IRSN führt zu dem Vorschlag neuer Maßnahmen:

- Eine Weiterentwicklung des Unfallmanagements zur Stabilisierung des Primärkreislaufs während der Rückführung in einen sicheren Zustand bei einer Temperatur von 190 °C im Falle eines vollständigen Ausfalls der Stromversorgung oder eines Ausfalls der Notstromverteilerschaltanlagen („LH“-Schaltanlagen) aufgrund einer gemeinsamen Ursache, wobei die Dichtungen der Primärmotorpumpenaggregate (GMPP) durch Einspritzung von Kühlmittel gesichert werden. Diese Temperatur gewährleistet das langfristig einwandfreie Verhalten der Dichtungen der GMPP. Die dem Sicherheitsbericht zugrunde liegenden Studien werden entsprechend aktualisiert,
- Die Aktivierung der Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Reaktorbehälters im Falle eines Ausfalls der Kühlquelle, eines Ausfalls der Stromquellen (einschließlich der Notstromdiesel) oder eines Ausfalls der „LH“-Schaltanlagen aufgrund einer gemeinsamen Ursache im Reaktorzustand „Abgeschaltet für primäre Wartungsarbeiten, ausreichend geöffnet“. Diese Maßnahme ermöglicht es, das Risiko einer Druckbildung im Reaktorbehälter in diesen Situationen zu bewältigen,
- Die Nachspeisung *über* die Reinwasserreserven des Reaktors mittels der „EAS-ND“-Pumpe für den harten Kern, um

ein Freilegen des Reaktorkerns zu verhindern, gefolgt von der Umstellung durch den Betreiber auf Wasserumwälzung innerhalb des Reaktorgebäudes im Falle eines Ausfalls der Stromquellen (einschließlich der Notstromdiesel) auf Reaktorebene oder im Falle eines Ausfalls der „LH"-Schaltanlagen aufgrund einer gemeinsamen Ursache, im Reaktorzustand „Abgeschaltet für primäre Wartungsarbeiten, ausreichend geöffnet". Diese Vorkehrungen ersetzen die derzeitige Vorgehensweise, bei der eine Schwerkraftnachspeisung durch die Nutzung eines Wassernachspeisesystems eines anderen Reaktors erfolgt,

- Die Nutzung der Notversorgung des Zwischenkühlsystems des Reaktors (RRI) durch Kaltwasser aus dem Wasseraufbereitungs- und -kühlsystem der Lagerbecken (PTR). Um in den meisten Situationen wirksam zu sein, erfordert diese Nutzung eine automatische Entlastung bestimmter klassischer Verbraucher des RRI-Systems bereits zu Beginn des Vorfalls, um einen zu schnellen Temperaturanstieg des Wassers im RRI-System zu vermeiden, bevor es durch das Wasser des PTR-Systems gekühlt wird. Sobald die Notkühlung durch das PTR-System in Betrieb genommen wurde, können die Hauptverbraucher des RRI bei Bedarf wieder angeschlossen werden,
- Die Nachspeisung des Primärkreislaufs durch die Dichtungs-Einspritzpumpe der Primärpumpenaggregate „Noyau Dur" (PIJ-ND), die im Modus „Einspritzung an den Dichtungen Nr. 1" der Primärpumpenaggregate (IJPP) betrieben wird. Diese Anordnung betrifft das Szenario eines Ausfalls aller drei RCV-Pumpen (Pumpen des kolumetrischen und chemischen Kontrollsystems) infolge des Ausfalls der LHA-Schalttafel (System im Zusammenhang mit den Schalttafeln der Notstromversorgung des Blocks) in Verbindung mit dem intrinsischen Ausfall der RCV-Pumpe des Kanals B, während der Primärkreislauf zunächst intakt ist.

Darüber hinaus werden die Risiken einer Kernschmelze bei den Kesselzündern und einer Freilegung des Brennstoffs im Brennstoffbecken unter Berücksichtigung der im Rahmen der vierten Sicherheitsüberprüfung des Reaktors eingeführten ergänzenden Maßnahmen als akzeptabel eingestuft und führen daher nicht zur Festlegung neuer ergänzender Maßnahmen.

Titel	**Einbau einer Entnahmevorrichtung für das Primärmedium im Stillstandszustand stromabwärts des CEPP-Wärmetauschers (Dichtkreislauf der Primärpumpen)**
Thema	Sicherheit / Unfälle ohne Kernschmelze
Typologie	Technische Umsetzung
Anwendbarkeit	Allgemein – Lager

Ziel: Verhinderung eines Kritikalitätsrisikos, das durch das Einleiten von nicht mit Bor versetztem Wasser in den Primärkreislauf infolge eines Bruchs im Kühlkreislauf der Primärpumpendichtungen (2e Sicherheitsbarriere) entstehen würde.

Technische Erläuterung: Ziel der Bestimmung ist es, jegliches Risiko einer heterogenen Verdünnung (Einspeisung einer Menge klares Wasser, das nicht mit dem Rest des Primärkreislaufs vermischt ist, in den Reaktorkern) in Stillstandszuständen für Wartungsarbeiten oder das Nachfüllen des Reaktors auszuschließen. Das auslösende Ereignis ist ein Leck am Wärmetauscher des Dichtungskreislaufs der Primärpumpen (CEPP). In diesen Szenarien könnte es in bestimmten Bereichen des Primärkreislaufs zu einer Ansammlung von nicht boriertem Wasser aus dem Zwischenkühlkreislauf kommen. Bei der Inbetriebnahme der ersten Primärpumpengruppe während der Wiederanlaufphase des Reaktors würde der so gebildete Klarwasserpfropf in den Reaktorkern geleitet und könnte möglicherweise eine unkontrollierte Divergenz des Reaktorkerns verursachen.

Das Prinzip der Anordnung besteht darin, die chemischen Eigenschaften der Flüssigkeit im volumetrischen und chemischen Kontrollkreislauf vor und hinter dem CEPP-Wärmetauscher zu überwachen, um ein

mögliche Leckage am CEPP-Wärmetauscher zu erkennen. Das Messprinzip basiert auf der Analyse der Natriumkonzentration in den Proben.

Es werden zwei Wasserproben entnommen und im Labor des Kraftwerks analysiert: eine Probe des Primärmediums über das nukleare Probenahmesystem (repräsentativ für das Medium vor dem Wärmetauscher) und eine Probe des Mediums hinter dem CEPP-Wärmetauscher, möglichst nahe an diesem.

Für die Entnahme dieser zweiten Probe muss ein Probenahmesystem an der Ableitung für nicht wiederverwendbare flüssige Reaktorabfälle installiert werden.
Die Probenahmen werden von einem Bediener bei normalem Reaktorstillstand durchgeführt, wobei der Reaktor durch das Stillstandskühlsystem gekühlt wird, etwa 8 Stunden vor dem Anlaufen der ersten Primärpumpengruppe. Ein signifikanter Unterschied in der Natriumkonzentration würde auf das Vorliegen eines erheblichen Lecks hindeuten, wodurch das Anlaufen der Primärpumpengruppen untersagt wäre.



Abbildung 3. Darstellung eines Probennehmers

Überschrift	**Einbau eines Entnahmestutzens am Doppelmantel der RIS- und EAS-Kreisläufe**
Thema	Sicherheit / Unfälle ohne Kernschmelze
Typologie	Technische Umsetzung
Anwendbarkeit	Allgemein – Lager

Ziel: Überprüfung der Integrität der Sicherheitsbehälter bestimmter Sicherheitskreisläufe.

Technische Erläuterung: Die Rohrleitungen des Sicherheitsinjektionssystems (RIS) und des Wassersprühsystems im Sicherheitsbehälter (EAS) verfügen über eine doppelte Ummantelung, deren Zweck darin besteht, ein versehentliches Leck einzudämmen, das an den Abschnitten der RIS- und EAS-Kreisläufe zwischen den Auffangbecken und dem ersten Absperrventil oder am Ventil selbst auftritt. Diese doppelten Hüllen tragen somit zur Eindämmung radioaktiver Stoffe bei.

Die vorgeschlagene Maßnahme besteht darin, einen Anschluss in den Doppelhüllen der Rohrleitungen anzubringen, der das Einführen einer Endoskopsonde zur visuellen Überwachung des Inneren der Doppelhülle ermöglicht, ergänzend zu den bereits eingesetzten anderen Überwachungs- und Detektionsmitteln. Der so geschaffene Endoskopanschluss verbessert die Möglichkeiten zur Überprüfung des Zustands der Doppelhüllen.

Wird Wasser im Inneren des Doppelmantels festgestellt, erleichtert der Anschluss dessen Trocknung.

3.1.2.2. Bestimmungen zu Beeinträchtigungen

Kernkraftwerke sind so ausgelegt, dass sie vor internen oder externen Beanspruchungen geschützt sind, die auf Naturereignisse oder menschliche Aktivitäten zurückzuführen sind und direkt oder indirekt zu Schäden an den für die grundlegenden Sicherheitsfunktionen erforderlichen Strukturen, Systemen und Komponenten führen könnten.

Die Sicherheitsstudien zu Beanspruchungen bestehen aus einem Teil deterministischer Studien, deren Ziel es ist, die Möglichkeit nachzuweisen, den Reaktor in einen sicheren Zustand zu versetzen und diesen dauerhaft aufrechtzuerhalten. Sie werden, sofern relevant, durch einen probabilistischen Teil (probabilistische Sicherheitsstudien „EPS“) ergänzt.

Darüber hinaus wurde das Ausmaß der Einwirkungen unter Berücksichtigung des Stands der Technik und des aktuellen Wissensstands neu bewertet, insbesondere unter Einbeziehung der Schlussfolgerungen aus den Berichten des Zwischenstaatlichen Ausschusses für Klimawandel (IPCC).

Die berücksichtigten Einwirkungen sind diejenigen, die in den Vorschriften (INB-Erlass) festgelegt sind. Sie können ihren Ursprung innerhalb des Kraftwerks (z. B. Brand, Explosion) oder außerhalb (natürliche Einwirkungen wie Erdbeben oder vom Menschen verursachte Einwirkungen) haben.

Im Vergleich zur vorherigen Überprüfung wurden die Untersuchungen unter Berücksichtigung der von der WENRA[5] festgelegten internationalen Standards durchgeführt. In der Praxis sind die Anforderungen an die Sicherheitsanalyse noch strenger als bei den Untersuchungen vor der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren:

- Durchführung von Sensitivitätsstudien, bei denen Beanspruchungen und Ausfälle von Anlagen in einer ungünstigen Weise kombiniert werden,
- Durchführung von Sensitivitätsanalysen unter der ungünstigsten Annahme einer verzögerten Reaktionszeit des Betreibers,
- Analyse – sofern technisch relevant – des Verhaltens der Anlage bei extremen klimatischen Einwirkungen, deren Eintrittswahrscheinlichkeit unter 10^{-4} pro Jahr liegt, d. h. weniger als einmal alle 10.000 Jahre.

Der Einsatz des „Kernkonzepts“ im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung zur Bewältigung von Einwirkungen (Erdbeben, Überschwemmungen usw.) extremer Intensität, die über die bisher festgelegten Werte hinausgehen, ermöglicht es, diesen Anforderungen an verstärkte Untersuchungen gerecht zu werden.

Zum Thema „Einwirkungen“ werden folgende Bestimmungen vorgeschlagen.

5 WENRA: Verband der Atomaufsichtsbehörden der westeuropäischen Länder (Western European Nuclear Regulators Association)

Titel	Erweiterung des Nachweises der nuklearen Sicherheit in Bezug auf Einwirkungen
Thema	Sicherheit / Einwirkungen (alle Einwirkungen)
Typologie	Betriebsvorschriften
Anwendbarkeit	Allgemein – Stufe

Ziel: Bestätigung der Robustheit der Anlage gegenüber neuen Angriffsszenarien, die in den Sicherheitsbericht aufgenommen wurden, oder – bei bestehenden Szenarien – gegenüber neuen Untersuchungsannahmen, die den aktuellen Stand des Wissens (physikalische Phänomene, Berechnungsmethoden) berücksichtigen.

Technische Erläuterung: Diese Bestimmungen erweitern den Umfang des Nachweises der nuklearen Sicherheit hinsichtlich der Einwirkungen: Berücksichtigung von Anweisungen der ständigen Expertengruppen[6] zu Störfällen, Verbesserung der Modellierung physikalischer Phänomene (Erweiterung des Wissensstands), Berücksichtigung neuer Störfallszenarien, die sich aus neuen Annahmen oder „Hard-Core"-Situationen ergeben, sowie Berücksichtigung der Empfehlungen der WENRA (Western European Nuclear Regulators Association).

Die Änderungen betreffen die Einbeziehung neuer Nachweise in den Sicherheitsbericht sowie die Anpassung der allgemeinen Betriebsvorschriften im Zusammenhang mit den Schutzmaßnahmen gegen Angriffe.

Titel	Verringerung der Wärmebelastungen
Thema	Sicherheit / Angriffe (Brand)
Typ	Materielle Bestimmungen
Anwendbarkeit	Allgemein – Etage

Ziel: Stärkung der Brandschutzmaßnahmen.

Technische Erläuterung: Im Rahmen der Verbesserung des Brandschutzes hat EDF Studien durchgeführt, die darauf abzielen, die Risiken von Bränden durch Papier, Holz, Karton und Öl in Räumen mit nuklearer Sicherheitsrelevanz zu verringern.

Die vorgeschlagenen Maßnahmen zielen darauf ab, die Brandlast in den betroffenen Räumen zu verringern. Je nach Art der Brandlast werden folgende Lösungen umgesetzt:

- Ersatz von Holzmöbeln durch Metallmöbel,
- Einbau von feuerfesten Schränken zur Aufbewahrung von Papier und Karton oder Verlegung dieser Materialien aus den Bereichen mit nuklearer Sicherheitsrelevanz,
- endgültige Entleerung des Öls aus dem Turbogenerator der Notstromversorgung, wobei dieses System nach dem Übergang in den Zustand VD4-900 durch das DUS ersetzt wird.

6 Zur Vorbereitung ihrer wichtigsten Entscheidungen in Bezug auf Fragen der nuklearen Sicherheit oder des Strahlenschutzes stützt sich die ASNR auf die Stellungnahmen und Empfehlungen von acht ständigen Expertengruppen. Die ASNR konsultiert diese ständigen Gruppen zu Themen, die in ihren jeweiligen Fachgebieten liegen.

Bezeichnung	Anbindung des Absperrventils des Wasserstoffkreislaufs an die Brandmeldeanlage (Gefahr eines Entzündungsspritzers von Wasserstoff)
Thema	Sicherheit / Einwirkungen (Brand)
Typologie	Technische Umsetzung
Anwendbarkeit	Allgemein – Lager

Ziel: Verstärkung der Brandschutzmaßnahmen für den Fall, dass ein Brand mit dem Ausfall einer Anlage einer Wasserstoffleitung im Brandbereich zusammenfällt.

Technische Erläuterung: Im Rahmen der Verbesserung des Brandschutzes hat EDF die Risiken einer zusätzlichen Brandlast untersucht, die mit einem Wasserstoffleck im Brandbereich verbunden sind: Der Ausfall einer Komponente in einem mit Wasserstoff geführten Netz im Brandbereich kann nämlich einen entbrannten Wasserstoffstrahl erzeugen, der die Brandlast (Wasserstoff-Brandlast) punktuell erhöhen und somit die im Bereich des Strahls vorhandenen Brandabschnittselemente beeinträchtigen kann.

Es wird eine Änderung vorgeschlagen, um das Risiko einer Wasserstoffzufuhr in Räume mit hoher Brandlast im Brandfall auszuschließen. Die Lösung besteht darin, das Hauptventil der Wasserstoffnetze an das Brandmeldesystem anzuschließen: Wird in den sensiblen Bereichen ein Brand erkannt, sorgt die Automatik dafür, dass das Ventil geschlossen wird und somit die Zufuhr von Wasserstoff in die Leitungen, die durch den Brandbereich verlaufen, unterbunden wird.

Titel	Verbesserung der Brandsicherheit der Anlage
Thema	Sicherheit / Einwirkungen (Brand)
Typ	Materielle Maßnahmen in Bezug auf die Brandgefahr zur Erfüllung der von der ASN unter Berücksichtigung der Ergebnisse der Phase erlassenen Vorschriften [AGR-D] und [AGR-E] Allgemeine Vorgaben für die 4 periodische Überprüfung von 900-MWe-Reaktoren
Anwendbarkeit	Allgemeine Anforderungen an die Lagerung

Ziel: Verbesserung der Brandbeständigkeit der Anlage.

Technische Erläuterung: Als Reaktion auf die Vorschrift [AGR-D] hat EDF die Studien zur Brandrisikokontrolle vervollständigt und zusätzliche Maßnahmen identifiziert, mit denen die Feuerbeständigkeit bestimmter Komponenten verbessert werden kann, wie zum Beispiel:

- das Anbringen von Ummantelungen an Kabelkanälen nach dem Prinzip der „Wärmelastreduzierung“;
- den Austausch von Brandabschnittselementen wie Brandschutztüren durch widerstandsfähigere Elemente;

oder die Verringerung des Ausmaßes oder der Intensität möglicher Brände durch Maßnahmen wie den Einsatz ortsfester Sprinkleranlagen.



Abbildung 4. Beispiel für den Schutz von Kabelkanälen

Als Reaktion auf die ASN-Vorgabe [AGR-E] hat EDF Betriebsvorschriften für Räume eingeführt, in denen ein Brand erhebliche Auswirkungen auf die Sicherheit hätte:

- Räume, in denen ein Brand erheblich zum Risiko einer Kernschmelze oder einer Freilegung der Brennelemente im Brennelementlagerbecken beiträgt,
- Räume, deren Brandabschnittsbildung durch mindestens eine Tür gewährleistet ist, deren geöffneter Zustand im Brandfall zu einer erheblichen Erhöhung des Risikos einer Kernschmelze oder zum Ausfall der redundanten Wasserzufuhr- oder Kühlsysteme des Brennelementlagerbeckens führt.

In diesen Räumen informieren Alarme den Betreiber darüber, ob eine Brandabschnittstür offen geblieben ist. Darüber hinaus werden Vorkehrungen getroffen, um die Lagerung von brennbarem Material in diesen Räumen zu verbieten und Arbeiten an Heißstellen zu kontrollieren, um das Risiko einer Brandentstehung oder einer Brandausbreitung zu begrenzen.

Überschrift	Brandschutz für Kabel
Thema	Sicherheit / Gefahren (Brand)
Typologie	Materielle Bestimmungen
Anwendbarkeit	Allgemein – Etage

Ziel: Begrenzung der Sicherheitsrisiken, die durch die Beschädigung von Stromkabeln im Brandfall entstehen.

Technische Erläuterung: Die im Rahmen des 4·RP 900 durchgeführte probabilistische Sicherheitsstudie zum Thema „Brand" zeigt den maßgeblichen Beitrag des Elektroraums zum Risiko einer Kernschmelze infolge eines Brandes, wenn der Reaktor in Betrieb ist. Tatsächlich könnte ein Brand im Elektroraum in bestimmten Situationen zum Ausfall des Stromkreises A und der externen Stromversorgungen führen. In einigen Fällen kann der Brand auch eine ungewollte Auslösung der Turbopumpe für die Notwasserversorgung der Dampferzeuger zur Folge haben.

Die Maßnahme zielt darauf ab, das Risiko von Brandszenarien zu verringern, die zu einer Kernschmelze führen können, indem jegliches Risiko einer ungewollten Auslösung des Abschaltbefehls für die Notwasser-Turbo-Pumpe der Dampferzeuger im Falle eines Brandes im Elektroraum vor oder hinter den Steuerungen der Ausweichschalttafel beseitigt wird.

Die Maßnahme wird derzeit geprüft und würde darin bestehen, im Kontrollraum einen Schalter einzubauen, der die Abschaltbefehle für die Turbopumpe sperrt.

Überschrift	Schutz des Brennelement-Lagerbeckens vor Brandgefahr
Thema	Sicherheit / Einwirkungen (Brand)
Typ	Geplante Maßnahmen im Anschluss an die Studien, die als Reaktion auf die von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase der 4·(e) periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren
Anwendbarkeit	Generisch, Reaktorstufe

Ziel: Bestätigung der Robustheit der Systeme zur Ableitung der Restleistung des im Lagerbecken befindlichen Brennstoffs gegenüber der Brandgefahr.

Technischer Hintergrund: EDF hat im Rahmen der 4ᵉRP 900 zahlreiche Brandrisikostudien durchgeführt und daraus Erkenntnisse für die Verstärkung der Anlagen gewonnen.

Ergänzend zu diesen Studien hat die ASN die Vorschrift [AGR-E].II erlassen, in der EDF aufgefordert wird, die Möglichkeiten einer nachträglichen Verstärkung seiner Anlagen zu prüfen, indem unabhängig von deren Zuverlässigkeit die Brandschutzvorkehrungen analysiert werden, deren Ausfall zum Verlust der redundanten Wasserzufuhr- oder Kühlvorrichtungen für das Brennelementlagerbecken führt. Die Analyse führt zur Ermittlung von Betriebsmaßnahmen in Bezug auf:

- Brandabschnittselemente (Dachluken, Trichter, Durchführungen),
- Brandlöschsprinkleranlagen.

Titel	**Verbesserung der Verfügbarkeit des Systems zur Ableitung der Restleistung aus dem „harten Kern“-Behälter (EAS-ND) und Erhöhung der Zuverlässigkeit der Stromverteilung**
Thema	Sicherheit / Einwirkungen (Brand), Unfälle mit Kernschmelze
Typologie	Technische Auslegung
Anwendbarkeit	Allgemein – Lagerung

Ziel: Gewährleistung der Robustheit des Systems zur Ableitung der Restleistung aus dem „harten Kern“-Behälter (EAS-ND) gegenüber internen Beanspruchungen.

Technische Erläuterung: Ziel der Bestimmung ist es, die Verfügbarkeit des Systems zur Ableitung der Restleistung des „Harten Kerns“ (EAS-ND) zu erhöhen, indem die Betätigung der Ventile gewährleistet wird, die an der EAS-ND-Wassereinspeisung beteiligt sind, auch in stark verschlechterten „Noyau Dur“-Situationen mit Ausfall der Stromversorgung der Ventile (durch Ausfall der „Noyau Dur“-Schaltanlage im Reaktorblock) und Kernschmelze. In solchen Situationen können die Ventilsteuerungen vom Kontrollraum aus unwirksam sein, und der Zugang zum Ventilraum ist aufgrund der Umgebungsbedingungen nicht möglich. Ein solches hypothetisches Szenario ergibt sich aus den Erkenntnissen der probabilistischen Sicherheitsanalysen, insbesondere der probabilistischen Sicherheitsanalysen im Zusammenhang mit Brandereignissen.

Die Anordnung ermöglicht die Wiederherstellung der Stromversorgung und die Betätigung der für die „Noyau Dur“-Einspritzfunktion erforderlichen EAS-ND-Ventile vom Elektroraum der Ventilsteuerungsschränke aus.

Die Anordnung besteht darin, einen Anschlusskasten im Elektroraum (BL) zu installieren, der von einer Schalttafel im Gebäude des Notstromdiesels gespeist wird. Der Anschlusskasten ist mit einer mobilen Selbstüberwachungszelle verbunden, die im Elektroraum bedient werden muss, um die Stromversorgung der Ventile wiederherzustellen und diese zu steuern.

Darüber hinaus wird eine Anpassung der elektrischen Unterverteilung des Reaktors vorgenommen, um den Strombedarf weiterer neuer Verbraucher des „harten Kerns“ zu berücksichtigen und die Zuverlässigkeit der Stromversorgung bestimmter sicherheitsrelevanter Verbraucher zu verbessern.



Abbildung 5. Foto von der Ankunft des EAS-ND-Wärmetauschers

Überschrift	Schutz sensibler Bereiche vor dem Ausfall ortsfester Sprinkleranlagen im Brandfall
Thema	Sicherheit / Bedrohungen (Brand)
Typologie	Derzeit geprüfte Bestimmungen, die sich aus der Vorschrift [AGR-E].III ergeben, die von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase der 4. [e]periodischen Überprüfung der Reaktoren von 900 MWe
Anwendbarkeit	Generisch, Reaktorstufe

Ziel: Stärkung der Bestimmungen zur Brandverhütung.

Technische Erläuterung: Über das von EDF eingerichtete Management hinsichtlich der Ausfälle ortsfester Sprühsysteme hinaus hat die ASN die Vorschrift [AGR-E].III erlassen, in der EDF aufgefordert wird, die Räume zu identifizieren, die am anfälligsten für einen längeren Ausfall dieser Systeme sind. Auf dieser Grundlage hat EDF die am stärksten gefährdeten Räume identifiziert und bestätigt, dass die derzeitigen Betriebsvorschriften für die Sprinkleranlagen in diesen Räumen im Hinblick auf die Brandgefahr ausreichend sind.

Überschrift	Verhinderung des Eindringens von Luft in das Abgasreinigungssystem für wasserstoffhaltige Abgase
Thema	Sicherheit / Störereignisse (interne Explosion)
Typ	Technische Anordnung
Anwendbarkeit	Allgemein – Lager

Ziel: Stärkung der Bestimmungen zur Explosionsgefahrvermeidung.

Technische Erläuterung: Ziel dieser Bestimmung ist es, zu verhindern, dass Luft aus den Entgasern der Primärabgasbehandlungsanlage in den Behälter der Abgasbehandlungsanlage gelangt, der Wasserstoff enthält.

Die vorgeschlagene technische Maßnahme besteht in der Einrichtung einer neuen automatischen Steuerung, die bei Feststellung einer hohen Sauerstoffkonzentration im Abgasbehandlungssystem folgende Maßnahmen ergreift:

- die Absperrventile der Entgaser des Primärabgasbehandlungssystems automatisch schließt,
- den Entgasungsprozess unterbricht, um die zusätzliche Erzeugung von Abgasen zu vermeiden, die zu einem Druckanstieg in den nachgeschalteten Kreisläufen führen könnten.

Bezeichnung	Einbau einer Anschlussmanschette am Gasspeichersystem
Thema	Sicherheit / Beschädigungen (interne Explosion)
Typ	Materielle Anordnung
Anwendbarkeit	Allgemein – Lager

Ziel: Stärkung der Betriebsvorschriften hinsichtlich der Explosionsgefahr.

Technische Erläuterung: Die Bestimmung zielt darauf ab, jegliche Explosionsgefahr im Behälter des volumetrischen und chemischen Kontrollkreislaufs des Reaktors zu beseitigen, indem während der Inertisierungsphase dieses Behälters jegliche Möglichkeit einer falschen Ausrichtung der Ventile zwischen den Stickstoff- (N_2) und Wasserstoff- (H_2) Kreisläufen, die diesen Behälter versorgen, vermieden wird.

Zu diesem Zweck wird der beiden Leitungen (H_2/N_2) gemeinsame Abschnitt entfernt und eine abnehmbare Manschette zwischen der Wasserstoff-Einspritzleitung und dem Behälter des volumetrischen und chemischen Kontrollkreislaufs des Reaktors angebracht, um den Wasserstoffkreislauf während der Inertisierungsphasen des Behälters vollständig zu isolieren.

Titel	Verhütung von Explosionsgefahren in den Batterieräumen
Thema	Sicherheit / Einwirkungen (interne Explosion)
Typologie	Materielle Bestimmungen
Anwendbarkeit	Allgemein – Lager

Ziel: Stärkung der Maßnahmen zur Verhütung von Explosionsrisiken in Batterieräumen.

Technische Erläuterung: Die vorliegende Bestimmung ergibt sich insbesondere aus den Erkenntnissen probabilistischer Sicherheitsstudien zum Thema Explosion: Während der Ladephase produzieren Batterien Wasserstoff. Bei unzureichendem Luftaustausch in diesen Räumen kann sich eine explosionsfähige Atmosphäre bilden.

Die vorgeschlagenen Maßnahmen bestehen darin:

- Einbau eines passiven autokatalytischen Rekombinators in dem am stärksten gefährdeten Raum, wodurch die Bildung einer explosionsfähigen Atmosphäre durch Rekombination des in der Raumluft vorhandenen Wasserstoffs verhindert wird. Die Vorrichtung besteht aus einem Metallgehäuse mit katalytischen Platten. Bei Kontakt mit dem Katalysator wird der Wasserstoff mit dem in der Luft enthaltenen Sauerstoff zu Wasserdampf rekombiniert. Bei dieser Reaktion wird Wärme freigesetzt, was zu einer Verringerung der Gasdichte führt. Auf diese Weise versorgt sich der Rekombinator automatisch durch einen Saug-Effekt,
- die Belüftung der Räume im Falle eines Stromausfalls durch den Einbau von Verriegelungsschützen für die Stromversorgung bestimmter Motorlüfter zuverlässiger zu gestalten,

- die Positionierung (offen/geschlossen) bestimmter Brandschutzklappen neu zu programmieren, um die jeweils am besten geeignete Stellung im Hinblick auf die verschiedenen abzusichernden Risiken zu gewährleisten.

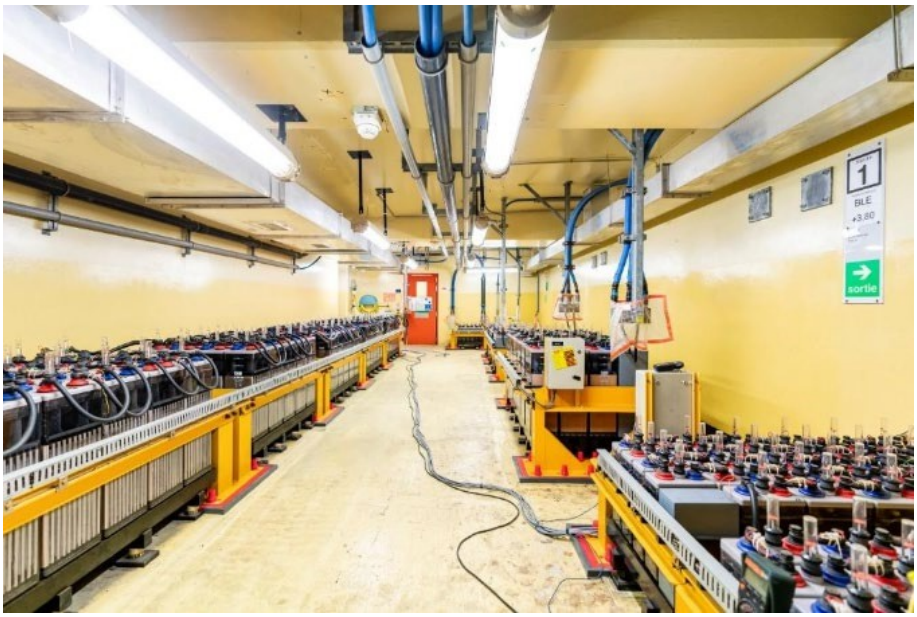


Abbildung 6. Foto der Räume, in denen sich die Batterien befinden

Überschrift	**Explosionsschutz für Rohrleitungen im Reaktorbereich**
Thema	Sicherheit / Einwirkungen (interne Explosion)
Typologie	Materielle Bestimmungen
Anwendbarkeit	Allgemein – Lager

Ziel: Verbesserung der Explosionsfestigkeit der Anlage.

Technische Erläuterung: In den Studien zur nuklearen Sicherheit zum Thema „interne Explosion“ wurden Risiken einer Beschädigung der Rohrleitungen im Reaktorblock identifiziert, die für die nukleare Sicherheit von Bedeutung sind.

Die vorgeschlagenen Maßnahmen bestehen entweder darin, diese zu schützen oder die Ursache der Beschädigung zu beseitigen:

- Zwei Leitungen des Zwischenkühlkreislaufs des Reaktors, die sich im Gebäude der nuklearen Hilfsanlagen befinden, sind durch eine Abschirmung zu schützen, die den Aufprall abfedert, falls sich die Tür des angrenzenden Raums durch eine Explosion plötzlich öffnet;
- an der Hochdruckleitung, die die an den Druckhalter im Reaktorgebäude angeschlossene nukleare Probenahmeleitung angreifen könnte, die möglicherweise Wasserstoff transportiert, wird eine Anti-Peitschen-Vorrichtung angebracht.

Titel	Funktionsanalysen zur nuklearen Sicherheit im Hinblick auf interne Explosionen und Risikoprävention im Reaktorgebäude
Thema	Sicherheit / Beanspruchungen (Explosion)
Typologie	Zu prüfende Anordnung gemäß der Vorschrift [AGR-G].I, die von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase der 4. (e) periodischen Überprüfung der Reaktoren von 900 MWe
Anwendbarkeit	Generisch, Reaktorstufe

Ziel: Verbesserung der Explosionssicherheit der Anlage.

Technischer Hintergrund: EDF hat ein umfangreiches Arbeitsprogramm hinsichtlich des Explosionsrisikos durchgeführt. Die von der ASN erlassene Vorschrift [AGR-G].I fordert EDF auf, diese Arbeiten zu einem späteren Zeitpunkt zu vertiefen, indem:

- die Ermittlung von Situationen, in denen die Verfügbarkeit der für das Erreichen und Aufrechterhalten des sicheren Zustands des Reaktors erforderlichen Ausrüstung nicht gewährleistet wäre;
- die quantifizierte Bewertung der Risiken der Bildung einer explosionsfähigen Atmosphäre im Reaktorgebäude, auch im Falle eines Erdbebens, durch Untersuchung der Phänomene, die in der Nähe der betrachteten Leckagen auftreten könnten.

Im Rahmen des Arbeitsprogramms konnten die gegenüber Leckagen empfindlichen Räume außerhalb der dem Wasserstoffsystem zugehörigen demontierbaren Bauteile (insbesondere Ventile) identifiziert werden. Diese Räume werden durch die Installation einer H_2-Detektion gesichert, sofern diese dort noch nicht vorhanden ist. Ist zudem ein steuerbares Ventil zur Isolierung des Lecks in der Anlage vorhanden, so wird das Schließen dieses Ventils an die Wasserstoffdetektion gekoppelt. Ist kein steuerbares Ventil zur Isolierung des Lecks vorhanden, so wird ein Vorgehensplan festgelegt. Diese neuen Bestimmungen werden spätestens bei den 5. zehnjährigen Inspektionen der 900-MWe-Stufe umgesetzt.

Überschrift	Zusätzliche Schutzmaßnahmen gegen interne Explosionen
Thema	Sicherheit / Einwirkungen (Explosion)
Typologie	Maßnahmen, die derzeit auf der Grundlage der von der ASN im Hinblick auf die Ergebnisse der generischen Phase der 4. (e) periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren
Anwendbarkeit	Generisch, Reaktorstufe

Ziel: Bestätigung der Robustheit der Systeme zur Ableitung der Restleistung des im Lagerbecken befindlichen Brennstoffs hinsichtlich des Explosionsrisikos.

Technische Erläuterung: Analog zum Brandfall hat EDF in Anwendung der von der ASN erlassenen Vorschrift [AGR-G].II der ASN hat EDF die Explosionsschutzvorrichtungen identifiziert, deren Ausfall – unabhängig von ihrer Zuverlässigkeit – zu einer erheblichen Erhöhung des Risikos einer Kernschmelze oder zum Verlust der redundanten Wasserzufuhr- oder Kühlsysteme für das Brennelementlagerbecken führt. EDF schlägt die Umsetzung von Betriebsvorschriften vor, die darauf abzielen, das mit dem Ausfall dieser Anlagen verbundene Explosionsrisiko zu verringern, und sieht insbesondere die Einführung folgender Maßnahmen vor:

- Betriebsvorschriften zur Begrenzung des Risikos der Bildung einer explosionsfähigen Atmosphäre bei Wartungsarbeiten an den Rückschlagventilen des chemischen und volumetrischen Regelkreises,
- eines Warnsystems bei Öffnung der vorgeschriebenen geschlossenen Türen, um die Ausbreitung einer explosionsfähigen Atmosphäre zu verhindern,
- von Vorschriften zur Überwachung der Wartung der Entgaser für die Aufbereitung des Primärabwassers, um jegliches Risiko einer detonationsfähigen Mischung aus O_2 und H_2 im Behälter im Falle eines Ausfalls eines Sauerstoffmessgeräts zu vermeiden,
- einer kürzeren Reparaturfrist im Falle eines vollständigen Ausfalls der Belüftung, um im Falle eines Lecks eine explosive Atmosphäre in bestimmten Räumen zu vermeiden,
- einer betrieblichen Überwachung des Stoßschutzes, der im Explosionsfall zwei Rohrleitungen des Zwischenkühlkreislaufs schützt,
- Betriebsvorschriften zur Begrenzung des Risikos der Bildung einer explosionsfähigen Atmosphäre bei Wartungsarbeiten in besonders gefährdeten Räumen.

Titel	Vollständiger Ausfall der Stromversorgung bei extremer Hitze
Thema	Sicherheit / Angriffe (Hitzewellen)
Typologie	Derzeit in Prüfung befindliche Maßnahmen im Anschluss an die Studien, die gemäß der von der ASN im Hinblick auf die Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4e periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren
Anwendbarkeit	Generisch, Baureihe

Ziel: Bestätigung der Robustheit der Anlage gegenüber Szenarien eines vollständigen Ausfalls der Stromquellen bei hohen Außentemperaturen.

Technischer Hintergrund: Im Rahmen der 4e periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren hat EDF die Funktionsfähigkeit der Hauptnotstromaggregate (2 Aggregate pro Reaktor) bei hohen Temperaturen gemäß dem Referenzrahmen „Grands Chauds“ sichergestellt. Im Rahmen der Bilanz der Überprüfung fordert die ASN EDF über die Vorschrift [AGR-B] auf, Situationen eines vollständigen Ausfalls der Stromversorgung (externe Stromversorgung und Hauptnotstromaggregate) zu untersuchen, die einen Reaktor sowie alle Reaktoren eines Standorts betreffen, in Verbindung mit der „Langzeit“-Temperatur des Referenzrahmens „Große Hitze“.

Die Ergebnisse dieser Untersuchungen haben es ermöglicht, die Notwendigkeit der Einführung folgender Maßnahmen festzustellen:

- Verbesserung der Langzeitkühlung bestimmter Räume im Elektroraum, darunter der Überlebensbereich für den Fall eines Ausfalls der Kältequelle,
- Einrichtung der Notstromversorgung für die Dampferzeuger im Zustand „Hard Core“ (ASG-ND) sowie der festen Nachspeiseleitung für das Wasserbecken des Brennstoffgebäudes (BK) durch das allgemeine Rohwassersystem (SEG),
- Einbau einer Injektionspumpe an den Dichtungen der Primärpumpenaggregate des „harten Kerns“ (PIJ-ND).

Bezeichnung	Schutz vor Tornados (Gitter)
Thema	Sicherheit / Bedrohungen (Tornado)
Typologie	Materielle Bestimmungen
Anwendbarkeit	Allgemein – Stufe

Ziel: Erhöhung des Schutzniveaus des Kraftwerks gegenüber der Gefahr durch Tornados.

Technische Erläuterung: Im Rahmen eines einheitlichen Ansatzes für alle Kernkraftwerke („INB“) wurde von der ASN nach Prüfung der Vorschläge der verschiedenen INB-Betreiber eine Referenz-Tornado-Stufe festgelegt. Somit entspricht der Referenz-Tornado in Frankreich der Intensität EF2 (auf der Enhanced-Fujita-Skala): Er ist definiert durch eine durchschnittliche Windgeschwindigkeit von 55,5 m/s, eine maximale Druckänderung von 2,4 kPa und eine damit verbundene Druckabfallgeschwindigkeit von 0,38 kPa/s. Die Einwirkung von Projektilen auf die Anlagen wird berücksichtigt. Dabei werden folgende Projektile berücksichtigt: ein Projektil vom Typ „Holzbrett“ mit den Abmessungen 0,10 × 0,25 × 3,80 m und einer Masse von 50 kg sowie ein Projektil vom Typ Stahlkugel (2,5 cm Durchmesser und ein Gewicht von 70 g). Die horizontale Geschwindigkeit der Projektile entspricht einem Drittel der Tornado-Windgeschwindigkeit.

Die vorgeschlagenen Maßnahmen basieren auf der Anbringung von Schutzvorrichtungen an den Lüftungsöffnungen bestimmter Gebäude sowie von Schutzvorrichtungen in Form von Gitterabdeckungen an den zu schützenden Außenbauteilen. *Eine Darstellung des Tornadoschutzes ist in Abbildung 19 zu sehen (siehe Abschnitt 3.1.2.5.1 zu den Maßnahmen für den „harten Kern“).*

3.1.2.3. Maßnahmen bezüglich des Brennstofflagerbeckens

EDF hat sich als Sicherheitsziel gesetzt, die Freilegung der Brennelemente bei unbeabsichtigten Entleerungen und beim Verlust der Kühlung äußerst unwahrscheinlich zu machen.

Die Sicherheit der Brennelementlagerbecken wurde neu bewertet:

- Verhütung und Eindämmung von Störfällen und Unfällen, die gelagerte oder gehandhabte Brennelemente betreffen,
- Schutz der Kühlsysteme des Brennelement-Lagerbeckens vor internen Beeinträchtigungen,
- Vermeidung von Risiken im Zusammenhang mit der Handhabung von Brennstofftransportbehältern.

Deterministische Studien haben gezeigt, dass die Sicherheitskriterien für alle im Rahmen des Sicherheitsnachweises berücksichtigten Unfallauslöser dank der bestehenden Vorkehrungen erfüllt sind. Dieser Ansatz wurde auf interne Beeinträchtigungen ausgeweitet. Er hat gezeigt, dass die Ableitung der Restleistung und der Wasserstand im Brennelementlagerbecken auch in diesen Situationen gewährleistet sind.

Zur Ergänzung des deterministischen Ansatzes wurden probabilistische Untersuchungen durchgeführt. Diese zeigen, dass die Risiken einer Freilegung des Brennstoffs dank der bestehenden Schutzmaßnahmen bereits äußerst gering sind:

- hinsichtlich des Risikos einer unbeabsichtigten Entleerung des Brennstoffbeckens: automatische Absperrung der Ansaugleitung des Kühlkreislaufs des Brennstoffbeckens (PTR) bei Erreichen eines „sehr niedrigen“ Füllstands im Becken,
- hinsichtlich des Risikos der Kühlung: Wasserzufuhr in das Brennstofflagerbecken durch das Brandbekämpfungssystem.

Zum Thema „Brennstoffbecken“ werden folgende Maßnahmen vorgeschlagen.

Überschrift	**Bildschirm Schutzfolie zwischen des BK-Beckens**	**Schutzscheibe den 2**	**gegen Brandschutz Pumpen**	**Kühlpumpen**
Thema	Sicherheit / Schwimmbad mit Brennstoff			
Typologie	Technische Ausstattung			
Anwendbarkeit	Allgemein Stufe			

Ziel: Erhöhung der Robustheit des Systems zur Ableitung der Restleistung des im Lagerbecken befindlichen Brennstoffs hinsichtlich der Brandgefahr.

Technische Erläuterung: EDF hält es für erforderlich, die Anlage anzupassen, um dem Risiko eines vollständigen Ausfalls der Kühlfunktion des Brennelement-Lagerbeckens im Falle eines Brandes an einer der beiden Pumpen des Wasseraufbereitungs- und Kühlsystems der Becken (PTR) entgegenzuwirken. Tatsächlich befinden sich die beiden PTR-Pumpen nahe beieinander im selben Raum, was das Risiko eines Ausfalls der Kühlfunktion des Brennelement-Lagerbeckens

im Falle einer Ausbreitung eines Brandes von einer Pumpe auf die andere. *Eine Darstellung dieser Anordnung ist in Abbildung 7 zu sehen.*

In diesem Fall bliebe die nukleare Sicherheit durch die Wasserzufuhrfunktion zum Lagerbecken gewährleistet und anschließend durch eine Rückkehr zur Kühlung, sobald die Kühlfunktion des PTR-Systems wiederhergestellt ist oder die mobile Kühlanlage „PTR bis“ von der FARN vor Ort in Betrieb genommen wird.

Dennoch wird ein Brandschutz zwischen den beiden PTR-Pumpen vorgesehen, um diese erste Verteidigungslinie zu verstärken.

Die vorgeschlagene Maßnahme besteht in der Installation einer Brandschutzwand zwischen den beiden Pumpen. Die Unversehrtheit der Wand im Falle eines Erdbebens ist gewährleistet.

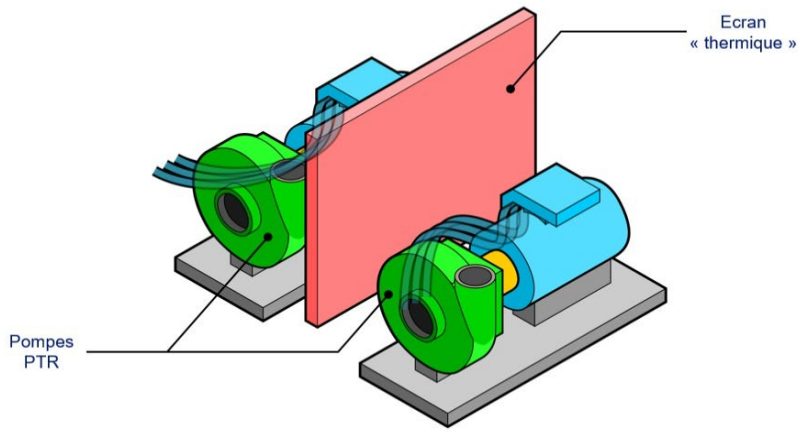


Abbildung 7. Einbau einer Hitzeschutzwand zwischen den Pumpen des Kühlsystems des Brennelement-Lagerbeckens

Titel	**Ergänzende Untersuchungen zur Sicherheit der Becken im Reaktorgebäude (BR) und im Brennstoffgebäude (BK)**
Thema	Sicherheit / Brennelementebecken
Typ	Betriebsvorschrift (Verhalten im Unfallfall) und Aktualisierung des Sicherheitsberichts Derzeit in Prüfung befindliche Maßnahmen gemäß der von der ASN erlassenen Vorschrift [PISC-B].II unter Berücksichtigung der Ergebnisse der generischen Phase der 4. [e] periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren
Anwendbarkeit	Generisch, Reaktorstufe

Ziel: Bestätigung der Robustheit der Anlage gegenüber Unfallszenarien, die eintreten können, wenn das Becken des Reaktorgebäudes und das Brennelement-Lagerbecken miteinander verbunden sind.

Technische Erläuterung: Es wurden Unfallszenarien einer ungewollten Entleerung des Brennelement-Lagerbeckens untersucht, die vom Becken des Reaktorgebäudes (BR) aus ausgelöst werden, und zwar in den Zuständen „Abgeschaltet zur Brennelementwechsel“ (APR) und „Vollständig entladener Reaktor“ (RCD), wenn das Ventil der Übertragungsleitung geöffnet ist. Die Untersuchungen sind im Sicherheitsbericht enthalten.

Die Becken und die Transferleitung sind in Abbildung 8 dargestellt.

Die vorgeschlagene Betriebsvorschrift sieht vor, im Falle einer unbeabsichtigten Entleerung die Steuerung so anzupassen, dass das Ventil der Transferleitung in diesen Situationen vom Kontrollraum aus geschlossen wird.

Ergänzend dazu fordert die von der ASN erlassene Vorschrift [PISC-B].II EDF auf, Situationen eines Kühlmittelverlusts oder einer Entleerung des Reaktorgebäudebeckens zu untersuchen, wenn die beiden Becken *über* die Übertragungsleitung miteinander verbunden sind, einschließlich der Fälle, in denen sich ein Brennelement in der Übertragungsleitung befindet.

Die im Anschluss an das Arbeitsprogramm vorgeschlagenen Maßnahmen lauten wie folgt:

- Betriebsänderung, um sicherzustellen, dass die Brennelemente im Falle einer Entleerung des Beckens und im Falle eines Kühlmittelverlusts nicht freigelegt werden, wenn ein Brennelement im Zustand „Abgeschaltet zur Brennelementwechsel“ gehandhabt wird,
- Einrichtung eines Alarms und einer Hupe, um den Bediener über einen Vorfall mit sinkendem Wasserstand im Becken des Reaktorgebäudes (BR) zu informieren, wenn sich der Reaktor im Zustand „Abgeschaltet zur Brennelementwechsel“ befindet,
- Betriebsanpassungen zur Verbesserung des Umgangs mit Leckagen, wenn sich der Reaktor im Zustand „Abgeschaltet zur Brennelementwechsel“ befindet,
- Einrichtung einer Messstelle für den Sumpf im Reaktorgebäude.

Diese Maßnahmen dienen dazu, einen sicheren Weg für Unfallsituationen im Zustand „Stillstand zur Brennelementwechsel“ nachzuweisen.

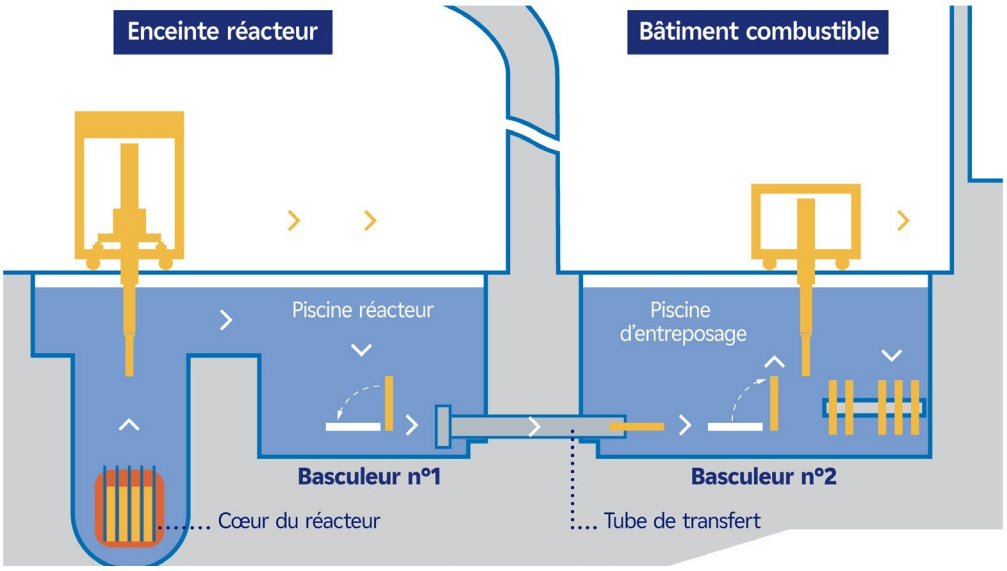


Abbildung 8. Reaktorgebäude-Lagerbecken und Brennelement-Lagerbecken (Darstellung des Transports eines Brennelementbündels vom Reaktorkern zum Lagerbecken)

Überschrift	Wiederherstellung eines Zustands ohne Sieden im BK-Pool nach einem Unfall oder einem Angriff
Thema	Sicherheit / Brandgefährdetes Schwimmbecken
Typologie	Maßnahmen, die derzeit als Reaktion auf die von der ASN erlassene Vorschrift [PISC-C] geprüft werden, die sich auf die Schlussfolgerungen der generischen Phase der 4. [e]periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren stützt
Anwendbarkeit	Generisch, Reaktorstufe

Ziel: Sicherstellung, dass die Auslegung es ermöglicht, nach einem Unfall oder einer Störung in einen Zustand zurückzukehren, in dem die Restleistung des im Lagerbecken befindlichen Brennstoffs abgebaut wird, ohne dass das Wasser im Becken zum Sieden kommt.

Technische Erläuterung: EDF hat die Studien zur nuklearen Sicherheit in Bezug auf das Brennelement-Lagerbecken durchgeführt und dabei als Kriterium für den Nachweis der nuklearen Sicherheit die Nichtfreilegung der Brennelemente unter Wasser im Brennelementgebäude (BK) herangezogen. Dieser Zustand gewährleistet – unabhängig davon, ob das Wasser im Brennelementbecken siedet oder nicht – die Kühlung der Brennelemente und die Eindämmung radioaktiver Stoffe sowie die Kontrolle der Reaktivität.

Die von EDF im Rahmen der Umsetzung der ASN-Vorgabe [PISC-C] durchgeführten Analysen haben gezeigt, dass bei Unfällen oder Angriffen die Beendigung des Siedevorgangs im Brennelementbecken mithilfe von standortinternen oder mobilen Mitteln erreicht werden kann. Nur bei einem einzigen Unfallszenario, das mit einem Bruch der Saugleitung des PTR-Kühlsystems zusammenhängt, ist es nicht möglich, die Kühlung des Brennelementlagerbeckens durch ein Kühlsystem wiederherzustellen. Die Kühlung würde dann durch eine Wasserzufuhr gewährleistet. EDF plant, Maßnahmen zur Verhinderung eines solchen Szenarios zu ergreifen, indem die Überwachung dieses Rohrleitungsabschnitts verbessert wird.

3.1.2.4. Maßnahmen bei Unfällen mit Kernschmelze

Im Rahmen der [vierten]periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren ist es das Ziel von EDF, bei Unfällen mit Kernschmelze das Risiko erheblicher Freisetzungen deutlich zu verringern, um dauerhafte Auswirkungen auf die Umwelt zu vermeiden.

Zu diesem Zweck strebt EDF an, die Radioaktivität im Falle eines hypothetischen Unfalls mit Kernschmelze im Sicherheitsbehälter einzuschließen, und zwar *durch*:

- die Ableitung der Restleistung aus dem Reaktorkern ohne Öffnung der Sicherheitsbehälter-Entlüftungsvorrichtung (sogenannte „U5“-Vorrichtung), um die Freisetzung von Radioaktivität über die Luft („Luftweg“) zu vermeiden;
- die Stabilisierung des Coriums auf der Fundamentplatte des Reaktorgebäudes durch dessen Verteilung und erneute Überflutung. Ziel ist es, sicherzustellen, dass die Fundamentplatte nicht durchbrochen wird, um das durch den Unfall entstandene kontaminierte Wasser im Reaktorgebäude einzuschließen, damit es zur Entfernung der darin enthaltenen Radionuklide aufbereitet werden kann und somit die Ausbreitung flüssiger radioaktiver Stoffe außerhalb des Standorts („Wasserweg“) verhindert wird.

Die „Noyau Dur"-Maßnahmen sowie ein direkt aus dem EPR-Design abgeleitetes Kühlkonzept (Corium-Verteilungsvorrichtung, vgl. Anlage 1 der öffentlichen Anhörung) ermöglichen es, diese Ziele zu erreichen und die Exposition der Bevölkerung gegenüber ionisierender Strahlung im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze sehr deutlich zu reduzieren.

Zum Thema „Unfälle mit Kernschmelze" werden folgende Maßnahmen vorgeschlagen.

Überschrift	**Erweiterung des Nachweises der nuklearen Sicherheit in Bezug auf Unfälle mit Kernschmelze**
Thema	Sicherheit / Unfälle mit Kernschmelze – Wasser- und Luftpfad
Typologie	Betriebsvorschriften
Anwendbarkeit	Allgemein – Reaktorstufe

Ziel: Bestätigung der Robustheit der Anlage gegenüber neuen Unfallszenarien mit Kernschmelze, die in den Sicherheitsbericht aufgenommen wurden, oder – bei bestehenden Szenarien – gegenüber neuen Untersuchungsannahmen, die den aktuellen Stand des Wissens (physikalische Phänomene, Berechnungsmethoden) berücksichtigen.

Technische Erläuterung: Diese Bestimmungen erweitern den Umfang des Nachweises der nuklearen Sicherheit bei Unfällen mit Kernschmelze: Berücksichtigung der Anweisungen der ständigen Expertengruppen[7] zu Unfällen mit Kernschmelze, Verbesserung der Modellierung physikalischer Phänomene (Verbesserung des Wissensstands) und Berücksichtigung neuer Unfallszenarien, die sich aus neuen Annahmen ergeben.

Die Änderungen betreffen die Einbeziehung neuer Nachweiselemente in den Sicherheitsbericht sowie die Anpassung der allgemeinen Betriebsvorschriften im Zusammenhang mit den Bestimmungen zum Management von Unfällen mit Kernschmelze.

7 Zur Vorbereitung ihrer wichtigsten Entscheidungen in Fragen der nuklearen Sicherheit oder des Strahlenschutzes stützt sich die ASNR auf die Stellungnahmen und Empfehlungen von acht ständigen Expertengruppen. Die ASNR konsultiert diese ständigen Gruppen zu Themen, die in ihren jeweiligen Fachgebieten liegen.

Titel	**Ersatz bestehender, für einen Kernschmelzunfall nicht qualifizierter Ausrüstungen**
Thema	Sicherheit / Unfälle mit Kernschmelze – Wasser- und Luftweg
Typologie	Ausrüstung
Anwendbarkeit	Allgemein Stufe

Ziel: Anpassung der Qualifikationsanforderungen, insbesondere in Bezug auf „Hard-Core"-Situationen, an bestimmte vorhandene Ausrüstungen, die bei einem Unfall mit Kernschmelze erforderlich sind.

Technische Erläuterung: Ziel der vorgeschlagenen Bestimmungen ist es, sicherzustellen, dass die im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze erforderlichen Ausrüstungen den Belastungen und Umgebungsbedingungen standhalten, denen diese Ausrüstungen in den betrachteten Situationen – insbesondere in „Hard-Core"-Situationen – ausgesetzt sind.

Bestehende Ausrüstungen, die nicht qualifiziert werden können, werden ersetzt oder so modifiziert, dass die Funktionalität erhalten bleibt (Beispiele: Austausch von Stellantrieben an motorisierten Ventilen, Austausch bestimmter elektrischer Komponenten, Austausch mechanischer Komponenten oder Dichtungen mechanischer Komponenten).

Bezeichnung	**Festinstallierte Anlagen zur Aufbereitung von kontaminiertem Wasser im Reaktorgebäude und mobile Module zur Aufbereitung von kontaminiertem Wasser**
Thema	Sicherheit / Unfälle mit Kernschmelze – Wasserkreislauf – Wassermanagement kontaminiertes Wasser
Typologie	Materielle Bestimmungen und Bestimmungen, die derzeit als Reaktion auf die von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4e periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren
Anwendbarkeit	Generisch, Reaktorstufe

Ziel: Verringerung der Kontamination des Wassers im Reaktorgebäude nach einem Unfall, der zu einer Kernschmelze geführt hat, sowie Begrenzung des Ausmaßes und der Dauer der Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umwelt im Falle eines Lecks außerhalb der Gebäude.

Technische Erläuterung: Die vorgeschlagene Maßnahme umfasst zwei Teile:

- Der erste Teil der Maßnahme besteht in der Einrichtung einer festen Leitung, die an der Außenfassade der Gebäude mündet und an die bestehende Absaugleitung für das Wasser aus den Sammelbecken des Reaktorgebäudes angeschlossen ist. Diese Leitung ermöglicht den Anschluss einer mobilen Pumpeinrichtung zum Abpumpen des Wassers aus dem Reaktorgebäude zwecks Dekontaminationsbehandlung, bevor es über eine andere geeignete Leitung wieder in das Reaktorgebäude zurückgeleitet wird (siehe die folgende Maßnahme *„Einrichtung einer Einspeiseleitung und einer mobilen Ersatzvorrichtung für die* EAS-ND-Anlage"). An der Fassade schließt ein Schnellkupplungsstecker die Leitung ab, um die mobile Anlage anzuschließen. Die Leitung ist mit geeigneten Armaturen ausgestattet. Die gesamte Anlage ist robust gegen aggressive Einflüsse

„Noyau Dur“ ausgelegt. Die Stromversorgung des motorbetriebenen Ventils erfolgt über das Stromversorgungsnetz „Noyau Dur“, das durch den Notstromdiesel abgesichert ist;

- Der zweite Teil der Anlage besteht aus einer mobilen Einheit zur Aufbereitung von kontaminiertem Wasser (bezeichnet als UMTEC).

Diese Anordnung ist in Abbildung 9 dargestellt.

Schließlich zeigen die für das Kernkraftwerk Blayais im Rahmen der Vorschrift [AG-D] durchgeführten StudienIII zeigen, dass die Umsetzung aller Verbesserungsmaßnahmen für den Fall eines Unfalls mit Kernschmelze (darunter insbesondere die UMTEC) tatsächlich eine ausreichende Begrenzung der Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Gewässer der natürlichen Umwelt ermöglicht, sodass keine zusätzlichen Maßnahmen erforderlich sind.

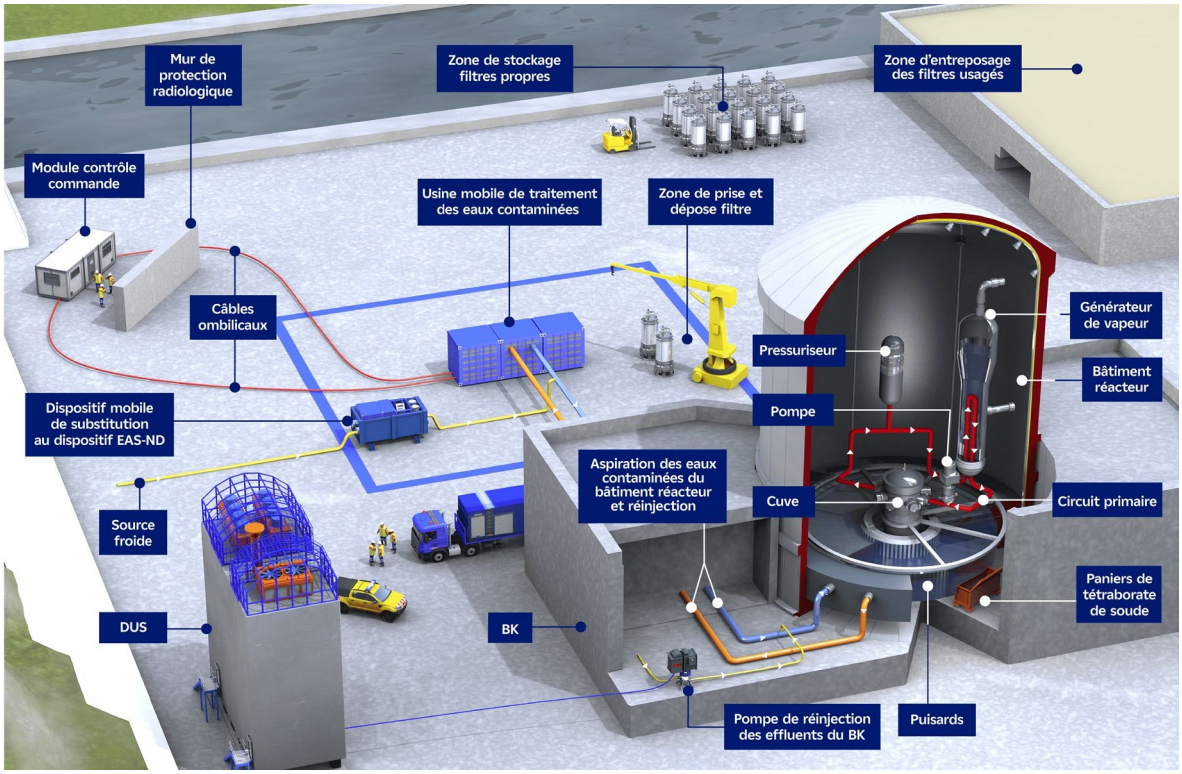


Abbildung 9. Veranschaulichung der Maßnahmen:

- „Feste Leitungen zur Aufbereitung von kontaminiertem Wasser im Reaktorgebäude und mobile Module zur Aufbereitung von kontaminiertem Wasser“,
- „Inbetriebnahme einer Injektionsleitung und einer mobilen Anlage als Ersatz für die EAS-ND-Anlage“,
- „Rückführung der Abwässer aus dem Brennelementgebäude in das Reaktorgebäude“, „Einbau von Körben mit Dinatriumtetraborat-Decahydrat in die Sammelbecken des Reaktorgebäudes“.

Bezeichnung	Inbetriebnahme einer Injektionsleitung und einer mobilen Anlage als Ersatz für die EAS-ND-Anlage
Thema	Sicherheit / Unfälle mit Kernschmelze – Wasserweg
Typ	Technische Ausstattung
Anwendbarkeit	Allgemein Stufe

Ziel: Sicherstellung der fortgesetzten Kühlung des stabilisierten Coriums auf der Fundamentplatte des Reaktorgebäudes nach einem mittel- bis langfristigen Ausfall des EAS-ND-Systems (mehr als einige Tage nach Beginn des Unfalls) im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze.

Technische Erläuterung: Ziel dieser Maßnahme ist es, eine Wasserzufuhr in das Reaktorgebäude zu gewährleisten, um das durch die Kernschmelze entstandene Corium unter Wasser zu halten, falls das EAS-ND-System mittel- bis langfristig (mehr als einige Tage nach Unfallbeginn) nicht verfügbar ist, und so die Abtragung der Fundamentplatte zu begrenzen.

Die vorgeschlagene Maßnahme besteht darin, eine unabhängige Festleitung im Reaktorblock zu verlegen, um Wasser von außerhalb der Gebäude zu den Sammelbecken des Reaktorgebäudes zu leiten. An der Fassade des Brennelementgebäudes ist die Leitung mit einem Schnellkupplungsstecker ausgestattet, um die mobile Wassereinspeisungsanlage anzuschließen. Die Leitung ist mit Armaturen ausgestattet, um die Integrität des Sicherheitsbehälters zu gewährleisten, wenn sie nicht in Gebrauch ist.

Die Wassereinspeisung erfolgt über eine mobile Anlage (Pumpe, Schläuche, Stromaggregat und Zubehör), die das Ansaugen von Wasser aus der Kaltwasserquelle und die Stromversorgung des Ventils der ortsfesten Leitung ermöglicht.

Diese Funktion der Wassereinspeisung nutzt die Messung des Wasserstands am Boden des Reaktorgebäudes, die Gegenstand einer eigenen Maßnahme ist (*siehe* die Maßnahme *„Einrichtung einer Pegelmessung in den Sumpfbecken im* Reaktorgebäude“).

Die so geschaffene feste Leitung kann auch für den eventuellen Bedarf an Rückführung von kontaminiertem Wasser in das Reaktorgebäude nach dessen Aufbereitung durch mobile Dekontaminationsmodule genutzt werden (*siehe* die vorangegangene Bestimmung *„Feste Leitungen für die Aufbereitung von kontaminiertem Wasser im Reaktorgebäude und mobile Module zur Aufbereitung von kontaminiertem* Wasser“).

Diese Anordnung ist in Abbildung 9 dargestellt.

Überschrift	Rückführung von Abwässern aus dem Brennelementgebäude in das Reaktorgebäude
Thema	Sicherheit / Unfälle mit Kernschmelze – Wasser- und Luftpfad
Typologie	Materielle Bestimmungen
Anwendbarkeit	Allgemein – Reaktorblock

Ziel: Beseitigung des Risikos einer Stagnation von kontaminiertem Wasser am Boden des Brennelementgebäudes, die möglicherweise infolge eines Unfalls mit Kernschmelze auftreten kann, und damit Begrenzung des Risikos radioaktiver Freisetzungen.

Technische Erläuterung: Ziel der Bestimmung ist es, das Risiko der Ansammlung von kontaminiertem Wasser am Boden des Reaktorgebäudes (BK) zu beseitigen und damit das Risiko radioaktiver Freisetzungen (über die Luft oder durch Versickern durch die Bodenplatte des BK) zu begrenzen. Sie ermöglicht es, eventuelle Wassermengen, die aus Restleckagen der Kreisläufe (Leckagen an Armaturen) oder aus Abflüssen aus dem Brennelementlagerbecken stammen (z. B. mögliche Leckagen an der Auskleidung, Siedevorgänge im Brennelementlagerbecken, die durch Kondensation an den Wänden Wasser am Boden des BK erzeugen).

Die vorgeschlagene Maßnahme besteht darin:

- die Einrichtung von Pump- und Leitungssystemen (Rohrleitungen und Armaturen), die für die Bedingungen eines Unfalls mit Kernschmelze ausgelegt sind, um das in den entsprechenden Sammelbecken am Boden des Brennstoffgebäudes aufgefangene Wasser wieder in das Reaktorgebäude (BR) zurückzuführen,
- bestimmte Sammelbecken zu errichten oder anzupassen, um die Pumpvorrichtung aufzunehmen und deren vollständige Dichtheit unter allen Umständen durch eine geeignete Auskleidung zu gewährleisten,
- eine Füllstandsmessung einzurichten, die für die Steuerung der Rückführung erforderlich ist,
- Eine Sammelleitung verlegen, die an den Leckageauffangstutzen des Hauptabsperrhahns der Saugleitung der Sumpfpumpen der Funktion EAS-ND angeschlossen ist und bis zu einem geeigneten Auffangsumpf führt.

Die Rückführleitungen werden an die Wasser-Einspeiseleitung im BR angeschlossen, die Gegenstand der Bestimmung *„Einrichtung einer Einspeiseleitung und einer mobilen Ersatzvorrichtung für die EAS-ND-Vorrichtung“*.

Diese Anordnung ist in Abbildung 9 dargestellt.

Titel	**Einrichtung einer Wasserstandsmessung in den Sumpfbecken des Reaktorgebäudes**
Thema	Sicherheit / Unfälle mit Kernschmelze – Wasserweg
Typologie	Technische Ausstattung
Anwendbarkeit	Allgemein – Stufe

Ziel: Einrichtung der erforderlichen Messtechnik zur Steuerung des mobilen Ersatzmittels für das EAS-ND-System

Technische Erläuterung: Ziel der vorgeschlagenen Bestimmung ist es, den Wasserstand in den Sumpfbecken des Reaktorgebäudes (BR) im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze zu messen, um bei Bedarf das am Boden des BR erforderliche Wasservolumen zur Überflutung des Coriums aufzufüllen, auch wenn das EAS-ND-System nicht verfügbar ist.

Ein Sensor (der den Bedingungen eines Unfalls mit Kernschmelze und einem Erdbeben der Stufe „Noyau Dur“ standhält) wird installiert, um die Wasserzufuhr zu steuern, die zur Aufrechterhaltung der Überflutung des Coriums erfolgt, wobei gleichzeitig ein Überfüllen des BR-Bodens vermieden wird: Der Wasserstand muss nämlich unterhalb der Höhe der Luftansaugöffnung bleiben, die im Falle einer Nichtverfügbarkeit des EAS-ND-Systems zur Entlüftung des Sicherheitsbehälters dienen würde.

Diese Anordnung ist auch für die Funktion der Wassereinspeisung in den BR erforderlich, die im Falle der Nichtverfügbarkeit der EAS-ND-Anlage genutzt werden könnte (*siehe* Anordnung *„Inbetriebnahme einer Einspeiseleitung und einer mobilen Ersatzvorrichtung für die EAS*-ND-Anlage“).

Schließlich umfasst die Stromversorgung der Füllstandsmessung mindestens eine autonome Stromversorgung, die bei Ausfall des Notstromdiesels (DUS) verfügbar ist. Die Füllstandsdaten stehen im Elektroraum zur Verfügung.

Diese Anordnung ist in Abbildung 10 dargestellt.

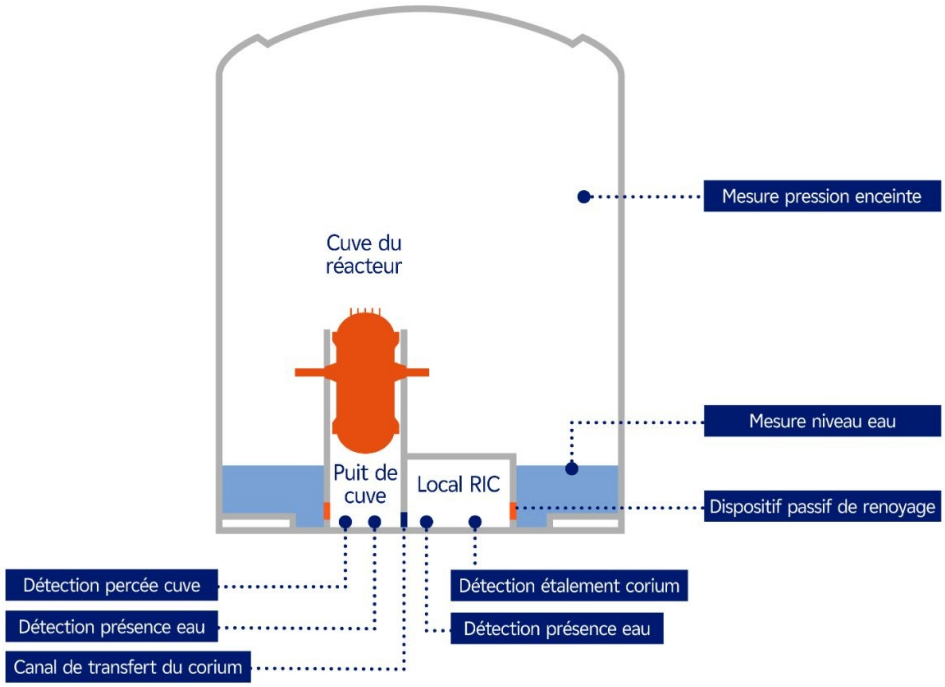


Abbildung 10. Darstellung der Wasserstandsmessung in den Sumpfbecken des Reaktorgebäudes und der Erkennung der Ausbreitung des Coriums im Instrumentierraum des Reaktorkerns

Überschrift	Elektrische Notversorgung der Erkennung eines Behälterdurchbruchs durch das DUS und Einrichtung einer Erkennung der Coriumausbreitung im Kerninstrumentierungsraum (RIC)
Thema	Sicherheit / Unfälle mit Kernschmelze – Wasserweg
Typ	Technische Umsetzung
Anwendbarkeit	Allgemein – Stufe

Ziel: Verbesserung der Bewältigung von Unfallszenarien mit Kernschmelze.

Technische Erläuterung: Die Strategie zur Vermeidung eines Durchbruchs der Fundamentplatte im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze besteht darin, sicherzustellen, dass sich das Corium trocken auf der Fundamentplatte des Reaktorgebäudes ausbreitet, bevor es durch das in den Sammelbecken gespeicherte Wasser passiv wieder unter Wasser gesetzt wird.

Es werden zwei Maßnahmen vorgeschlagen, um die Reaktorleitungsteams über die Ausbreitung des Coriums im Reaktorbehälter und anschließend im Bereich des Kerninstrumentierungsraums (RIC) zu informieren. Die vorgeschlagenen Maßnahmen ermöglichen die Sicherstellung:

- die Erkennung eines Behälterdurchbruchs, was eine Information darstellt, anhand derer festgestellt werden kann, dass der geschmolzene Kern nicht mehr im Behälter, sondern im Ausbreitungsbereich unterhalb des Behälters gekühlt wird: Dies kann als Orientierung für die Steuerung der Wasserzufuhr im Reaktorgebäude (BR) dienen. Die Maßnahme besteht darin, die Notstromversorgung der Detektionsvorrichtung für den Behälterdurchbruch (Thermoelement und Informationsübertragung) durch den Notstromdiesel sicherzustellen, um diese Information auch unter sehr extremen Bedingungen, wie beispielsweise bei einem vollständigen Ausfall der Stromquellen, zur Verfügung zu haben,
- die physikalische Erfassung der Ausbreitung des Coriums über die gesamte Fläche des RIC-Raums, was es bei Bedarf ermöglicht, eine „aktive“ Wiederüberflutung des Coriums durch Wassereinspritzung *über* den durchbohrten Reaktorbehälter durchzuführen. Die Vorrichtung besteht aus einer Thermoelement-Messleitung, die am Boden des RIC-Raums so nah wie möglich an den Schmelzsicherungen der „passiven“ Wiederflutungsklappen angebracht ist. Ein Schutz für das Thermoelement ist vorgesehen, um einen ausreichend eindeutigen Messverlauf zu gewährleisten, bevor der Sensor möglicherweise durch das Corium zerstört wird. Die Messung ist gegen Erdbeben der Kategorie „Noyau Dur“ unempfindlich und wird über die Notstromversorgung mit Diesel betrieben. Die Messung ist für die Unfallbedingungen im Reaktorgebäude (Temperatur, Strahlenbelastung) qualifiziert.

Diese Anordnung ist in Abbildung 10 dargestellt.

Überschrift	Verstärkung der Wände zwischen dem internen Instrumentenraum des Reaktorkerns und dem Sumpfbereich des Reaktorgebäudes
Thema	Sicherheit / Unfälle mit Kernschmelze – Wasserweg
Typologie	Materielle Anordnung
Anwendbarkeit	Allgemeines Lager

Ziel: Gewährleistung der Stabilisierung des Coriums in dem dafür vorgesehenen Ausbreitungsbereich.

Technische Erläuterung: Gemäß der von der ASN erlassenen Vorschrift [AG-A].III schlägt EDF vor, eine bauliche Maßnahme zur Verstärkung der Betonwände zwischen dem internen Kerninstrumentierungsraum (RIC) und dem Bereich der Auffangbecken am Boden des Sicherheitsbehälters des Reaktorgebäudes umzusetzen, um ein Durchdringen des Coriums zu verhindern und dieses im vorgesehenen Ausbreitungsbereich zu halten.

Überschrift	Zusätzliche Wassereinspeisung zum PTR-System
Thema	Sicherheit / Unfälle mit Kernschmelze – Eintrittsweg Luft
Typ	Betriebsvorschriften (Verhalten im Unfallfall) als Reaktion auf die Vorschrift [AG-B].II, die von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900
Geltungsbereich	Generisch, Reaktorstufe

Ziel: Sicherstellung einer ausreichenden Wassereinspeisung in das Reaktorgebäude im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze, um die Kühlung des Coriums zu gewährleisten und den Druckanstieg im Sicherheitsbehälter zu begrenzen.

Technische Erläuterung: Im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze muss die Wasserzufuhr zur Kühlung des Coriums ausreichend sein, um den Druckanstieg im Reaktorbehälter zu begrenzen. Der PTR-Behälter stellt kurzfristig die Hauptwasserquelle dar, um diese Kühlung zu gewährleisten.

Die im Rahmen der Vorschrift [AG-B].II durchgeführten Untersuchungen zur Druckanstiegskinetik im Sicherheitsbehälter ermöglichen es EDF zu dem Schluss zu kommen, dass der Sicherheitsnachweis gewährleistet ist, ohne dass zusätzlich zur PTR-Wasserspeicherfolie eine weitere Zufuhr von boriertem Wasser in das Reaktorgebäude erforderlich ist.

Dennoch wurden als Reaktion auf die Vorschrift [AG-B].II Maßnahmen identifiziert, mit denen kurzfristig eine zusätzliche Menge an boriertem Wasser in das Reaktorgebäude eingespeist werden kann, die die im PTR-Behälter enthaltene Menge ergänzt. Die Fähigkeit des Betreibers, diese Maßnahmen im Rahmen des Krisenmanagements umzusetzen, wurde analysiert.

Die geplanten Maßnahmen bestehen darin, die Dokumentation und die Instrumente zu aktualisieren, die den nationalen Krisenstabs-Teams und/oder dem Kernkraftwerk Blayais zur Verfügung stehen.

Titel	**Stärkung der Widerstandsfähigkeit des Entlüftungs- und Filtersystems des Sicherheitsbehälters U5 gegenüber einem Erdbeben der Stufe SMS**
Thema	Sicherheit / Unfälle mit Kernschmelze, Einwirkungen (Erdbeben) – Luftweg
Typ	Materielle Anordnung
Anwendbarkeit	Allgemein Stufe

Ziel: Sicherstellung, dass die Entlüftungs- und Filteranlage des Sicherheitsbehälters nach einem Erdbeben mit erhöhter Sicherheitsstufe betriebsfähig bleibt.

Technische Erläuterung: Die Strategie zur Bewältigung eines Unfalls mit Kernschmelze besteht darin, die Restleistung über das EAS-ND-System abzuführen, ohne dass zur Ableitung dieser Leistung eine Entlüftung des Sicherheitsbehälters erforderlich ist.

Dennoch wird die bestehende Entlüftungs- und Filteranlage als Notvorkehrung beibehalten. Ziel der vorgeschlagenen Maßnahme ist es, sicherzustellen, dass diese Anlage nach einem Erdbeben mit erhöhter Sicherheitsanforderung (SMS) gemäß der Vorschrift [AG-C].II betriebsfähig bleibt.

Die vorgeschlagene Maßnahme besteht darin, die Rohrhalterungen und die Gehäuse der Erdbebenlager des Sandfilters erdbebensicher zu verstärken sowie die Klemmenleisten in Schaltschränken und Schaltkästen zu ersetzen.



Abbildung 11. Foto der Entlüftungs- und Filteranlage des Raums (Filter U5)

Titel	**Schutz der Komponenten der „Breitband“-Messkette für den Druck im Sicherheitsbehälter, die sich in den Hauptschalträumen des Sicherheitspfads B befinden**
Thema	Sicherheit / Unfälle mit Kernschmelze
Typologie	Technische Anordnung
Anwendbarkeit	Allgemein – Lager

Ziel: Gewährleistung der Verfügbarkeit der Information „Reaktordruck“ im Kontrollraum, auch in Störfallsituationen infolge interner Störquellen im Elektroraum, um die Reaktorsteuerung im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze zu unterstützen.

Technische Erläuterung: Die Bestimmung zielt darauf ab, die Verfügbarkeit der Information „Containmentdruck“ *(siehe Abbildung 10)* im Kontrollraum zu gewährleisten, auch in Störfallsituationen infolge interner Störquellen im Elektroraum, um die Anlagensteuerung im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze zu unterstützen.

Daher sind Brandschutzmaßnahmen (Umwicklung) für die Komponenten der „Breitbereichs“-Messkette des Drucks im Sicherheitsbehälter in den wichtigsten Elektroräumen des Sicherheitspfads B vorgesehen.

Bezeichnung	**Verdickung der Fundamentplatte des Reaktorgebäudes**
Thema	Sicherheit / Unfälle mit Kernschmelze – Wasserweg
Typ	Materielle Bestimmungen
Anwendbarkeit	Allgemein – Lagerung

Ziel: Verringerung des Risikos eines Durchbruchs der Fundamentplatte der Reaktorgebäude im Falle eines schweren Unfalls mit Kernschmelze.

Technische Erläuterung: Bei Unfällen mit Kernschmelze wird die Restleistung nicht auf normale Weise abgeführt (über die Sicherheitsventile oder das Wasser des Notkühlsystems RIS). Die daraus resultierende Erwärmung führt zum Schmelzen des Metalls, aus dem die Brennelemente bestehen (Brennstäbe und Hüllen), aber auch des umgebenden Metalls (Steuerelemente oder Strukturen), bis schließlich der Reaktorbehälterboden durchbrochen wird. Das aus diesem Prozess entstehende Metallagglomerat in Form einer zähflüssigen Masse wird als Corium bezeichnet. *(siehe Abbildung 12)*

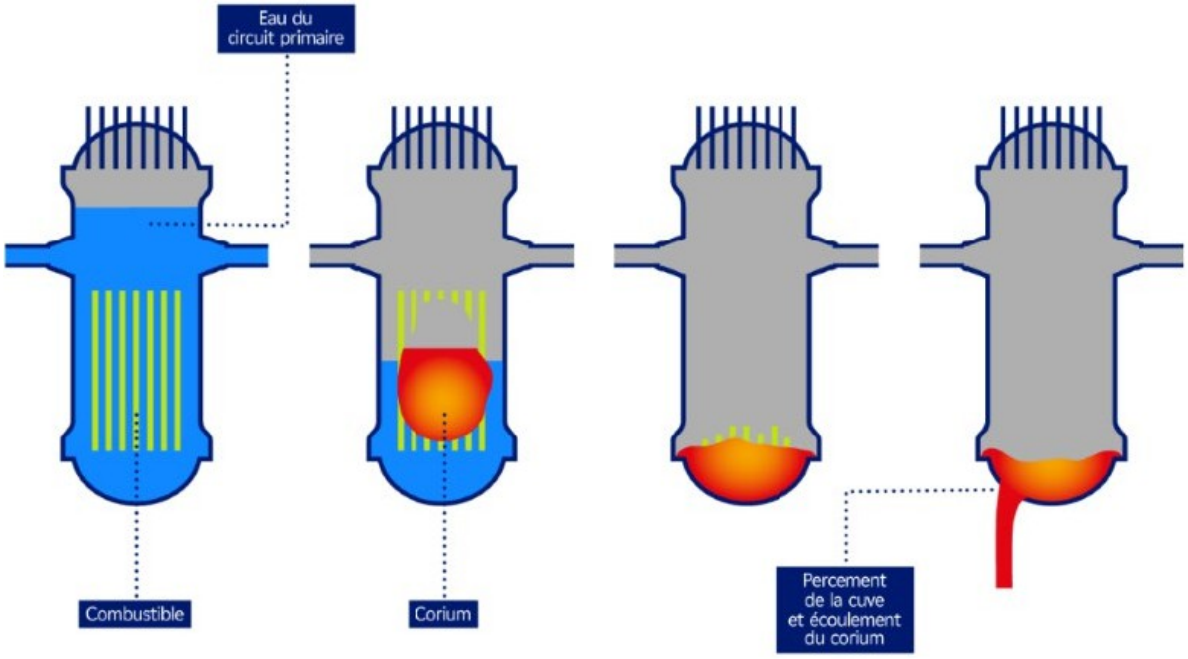


Abbildung 12. Darstellung der Bildung des Coriums durch das Schmelzen des Metalls, aus dem die Brennelemente (Brennstäbe und Hüllen) bestehen, sowie des umgebenden Metalls (Regelstäbe oder Strukturen), bis der Reaktorbehälterboden durchbrochen wird.

Dieses Corium kann, sobald es mit dem Boden des Reaktorgebäudes (Fundamentplatte) in Kontakt kommt, zur Erosion der Fundamentplatte führen (Ablationsphänomen) und somit die Sicherheitshülle gefährden, wenn keine Maßnahmen ergriffen werden.

Um das Risiko eines Verlusts der Sicherheitshülle durch Erosion der Fundamentplatte im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze zu begrenzen, wird eine Vorrichtung eingesetzt, die auf der Stabilisierung des Coriums unter Wasser nach dessen Ausbreitung im trockenen Zustand beruht: Die Ausbreitung des Coriums nach dem Durchbruch des Reaktorbehälters erfolgt im Behälterschacht und im RIC-Raum. Diese Lösung ähnelt im Prinzip der bei Reaktoren vom Typ EPR umgesetzten; sie berücksichtigt die F&E-Programme zur Wechselwirkung zwischen Corium und Beton und ermöglicht den Erhalt der tragenden Fundamentplatte des Sicherheitsbehälters. Diese Anordnung entspricht der Vorschrift [AG-A].I.

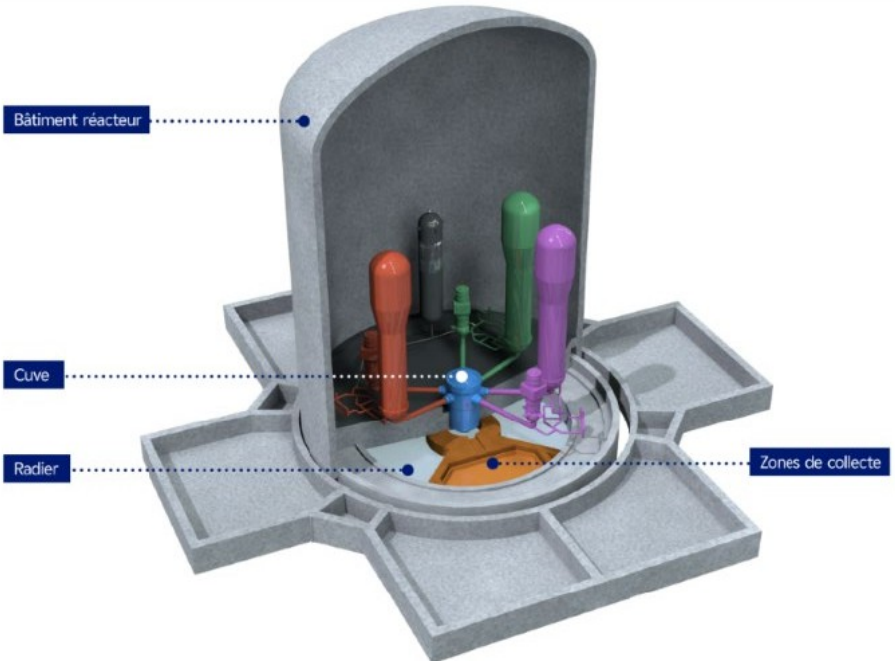


Abbildung 13. 3D-Ansicht der Anordnung von Reaktorbehälter, Fundamentplatte und Auffangbereich im Reaktorgebäude.

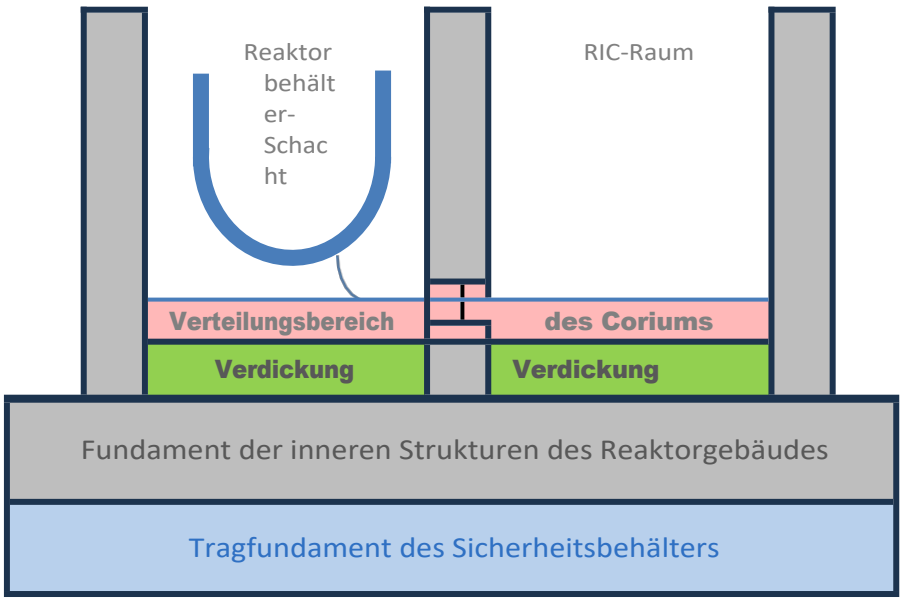


Abbildung 14. Darstellung der Anordnung der Fundamentverdickung im Reaktorgebäude.

Die Untersuchungen zielen darauf ab, den Erhalt der tragenden Fundamentplatte des Sicherheitsbehälters im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze nachzuweisen. Dadurch kann eine signifikante Betondicke aufrechterhalten werden, die den Großteil ihrer mechanischen Eigenschaften bewahrt und in solchen Situationen die radiologische Eindämmung durch die dritte Sicherheitsbarriere gewährleistet. In Anwendung der Vorschrift [AG-A].II hat EDF:

- der Behörde für nukleare Sicherheit und Strahlenschutz einen detaillierten Vorentwurf vorgelegt, der darauf abzielt, die Fundamentplatte der Reaktorgebäude, deren Beton einen hohen Siliziumdioxidgehalt aufweist, zu verdicken. Dieser Vorentwurf umfasst eine Studie zur Optimierung des Strahlenschutzes für das Einsatzpersonal,
- der ASNR die Schlussfolgerungen seines Studienprogramms zum Verhalten der Fundamentplatten im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze übermittelt, das auf experimentellen Versuchen basiert. EDF hat sich für die Verdickung der stark siliziumhaltigen Fundamentplatten der Reaktoren des Kernkraftwerks Blayais ausgesprochen.

3.1.2.5. Sicherheitsmaßnahmen, die mehrere Sicherheitsziele betreffen

3.1.2.5.1. Maßnahmen des „harten Kerns“

Gemäß den 2014 erlassenen Vorschriften der ASN hat EDF einen „harten Kern“ aus materiellen und organisatorischen Maßnahmen eingerichtet, um folgenden extremen äußeren Einwirkungen (d. h. solchen, deren Schweregrad über den im Sicherheitsreferenzrahmen für kerntechnische Anlagen berücksichtigten Wert hinausgeht) zu begegnen:

- Erdbeben,
- Überschwemmungen (einschließlich Starkregen) und mit Überschwemmungen in Zusammenhang stehende Naturereignisse (extreme Winde, Blitzschlag, Hagel),
- Tornados.

Dieser „harte Kern“ besteht aus einer Reihe ortsfester Einrichtungen, die gegen „harte Kern“-Situationen und die damit verbundenen Einwirkungen robust sind, ergänzt durch mobile Einrichtungen sowie eine Organisation und Teams zu deren Einsatz, darunter die FARN. Er ist darauf ausgelegt, die Bewältigung extremer Situationen zu ermöglichen, die sich aus diesen extremen Einwirkungen ergeben:

- den vollständigen Ausfall der Stromversorgungen, die nicht zum „Kern“ gehören,
- der vollständige Ausfall der Kühlquelle, die nicht zum „harten Kern“ gehört,
- das gleichzeitige Eintreten dieser beiden Situationen.

EDF schlägt ein kohärentes Bündel von materiellen und betrieblichen Maßnahmen zur Umsetzung des „Harten Kerns“ im Rahmen der 4.e periodischen Überprüfung, was zur Erreichung der technischen Ziele der Neubewertung der nuklearen Sicherheit beiträgt (ein Überblick über die wichtigsten „Hard Core“-Maßnahmen ist in Dokument Nr. 1 der Unterlagen zur öffentlichen Anhörung unter §4.2.1 enthalten).

Im weiteren Verlauf dieses Absatzes werden die von EDF vorgeschlagenen Bestimmungen beschrieben.

Überschrift	„Noyau Dur“-Betrieb
Thema	Sicherheit / Einwirkungen, Unfälle mit und ohne Kernschmelze, Brennelementbecken
Typ	Betriebsvorschriften (Verhalten im Unfallfall) und technische Vorkehrungen
Gültigkeit	Allgemein, Stufe

Ziel: Umsetzung einer Betriebsstrategie für die Anlage, die speziell auf die Bewältigung sogenannter „Hard-Core“-Situationen ausgerichtet ist und auf für diese Situationen robusten Anlagenkomponenten basiert.

Technische Erläuterung: EDF schlägt eine Betriebsanordnung vor, die auf einer Anlagensteuerung zur Umsetzung des „Noyau Dur“ basiert. Sie stützt sich auf eine einfache und zuverlässige Steuerungsstrategie, die vom Ausgangszustand des Reaktors und den eingesetzten „Noyau Dur“-Ausrüstungen abhängt. Sie wird umgesetzt, wenn die maßgeblichen Kriterien für eine Beeinträchtigung der Anlage infolge einer „Hard-Core“-Situation erreicht sind (z. B. vollständiger Ausfall der Stromquellen).

Die Betriebsstrategie ist an die für „Hard-Core“-Situationen festgelegten Ausgangszustände angepasst:

- Für Zustände, bei denen der Primärkreis unter Druck gesetzt werden kann und die Restleistung über die Dampferzeuger abgeführt werden kann:

Die Wassernachspeisung des Primär- und Sekundärkreislaufs erfolgt über die Ausrüstung des „Noyau Dur“-Anlagen gewährleistet. Die Borzufuhr in den Primärkreislauf erfolgt über die Hochdruck-Einspritzpumpe an den Dichtungen der Primärpumpenaggregate (*siehe* Anordnung „Einspritzpumpe an den Dichtungen der Primärpumpenaggregate ‚Noyau Dur‘“), gleichzeitig mit der Kühlung des Primärkreislaufs durch den Sekundärkreislauf. Der Primärkreislauf wird anschließend durch das Öffnen einer Entlastungsleitung des Druckhalters druckentlastet, wodurch bei Bedarf die Zufuhr von borhaltigem Wasser über die Speicher des RIS-Systems und die EAS-ND-Pumpe fortgesetzt werden kann. Im Endzustand ist der Reaktor gekühlt und druckentlastet, und die Bor-Konzentration schließt jegliches Risiko einer kurz- und langfristigen erneuten Divergenz aus.

- Im Zustand „Kaltabschaltung zur Brennelementwechsel“ (APR), wenn das Transferrohr *(siehe Abbildung 8)* geöffnet ist und eine Verbindung zwischen dem Lagerbecken des Reaktorgebäudes (BR) und dem Brennelementlagerbecken herstellt:

Die Restleistung des Reaktorkerns wird über das im Reaktorgebäude-Becken und im Brennelementlagerbecken vorhandene Wasser abgeführt. Die Wasserzufuhr zum Brennelementlagerbecken erfolgt über die Anlagen des „harten Kerns“, wodurch auch die Wasserzufuhr zum Reaktorgebäude-Becken *über* das offene Übertragungsrohr gewährleistet wird. Eine Zugangskammer zum Reaktorgebäude wird vorab geöffnet, um einen Druckaufbau im Reaktorgebäude durch den Dampf zu vermeiden, der durch ein mögliches Sieden des Wassers im Reaktorgebäude-Becken entstehen könnte. Mittelfristig bringt die FARN eine mobile Borierungsanlage vor Ort und nimmt sie in Betrieb, um eine ausreichende Borkonzentration im Wasser beider Becken sicherzustellen und so langfristig eine erneute Ausbreitung des Reaktorkerns zu verhindern.

- Für den Zustand „Vollständig entladener Reaktor“ (RCD), in dem sich der Brennstoff im Brennstofflagerbecken befindet und das Transferrohr geschlossen ist. In diesem Zustand wird der Übergang in den Betriebszustand „Harter Kern“ direkt über ein robustes Warnsystem „Harter Kern“ im Kontrollraum.

Die Restleistung des Reaktorkerns wird durch das Sieden der Flüssigkeit im Brennelementlagerbecken abgeführt. Die Betriebsstrategie steuert die Wasserzufuhr zum Brennelementlagerbecken über die „Hard Core“-Maßnahmen.

Bezeichnung	Leit- und Steuerungssystem „Noyau Dur“
Thema	Sicherheit / Einwirkungen, Unfälle mit und ohne Kernschmelze, Brennelementbecken
Typologie	Materielle Bestimmungen
Anwendbarkeit	Allgemein – Lager

Ziel: Ergänzung der bestehenden Leittechnik zur Steuerung der vorgeschlagenen „Hard Core“-Maßnahmen.

Technische Erläuterung: Die Anordnung zielt darauf ab, die Steuerungs- und Kontrollsysteme zu ergänzen, um die vorgeschlagenen „Noyau Dur“-Anordnungen zu steuern: das ASG-ND, die Weiterleitung der Information über den Verlust der Kühlquelle an die Leitwarte, die Vorrichtung zur Erkennung der Ausbreitung des Coriums im Kerninstrumentierungsraum sowie die analoge Füllstandsmessung im Brennelementlagerbecken.

Folgende materielle Maßnahmen werden vorgeschlagen:

- Schalttafel für zusätzliche Signale und Steuerungen („Noyau Dur“) im Kontrollraum:
  - Hinzufügung von Bedienelementen, Kontrollleuchten, Schlüsselschaltern und Zeigeranzeigen,
  - Einbau einer Übersichtstafel für bestimmte Funktionen des „harten Kerns“, darunter das ASG-ND,
  - Neupositionierung der Füllstandsanzeigen der Becken,
  - Programmierung des digitalen Aufzeichnungsgeräts zur Verarbeitung der Füllstandsdaten der ASG-ND-Abdeckung sowie des vom EAS-ND eingespeisten Volumens und dessen Anzeige.
- Relaisrahmen: Einbau neuer Relaisrahmen für die neu eingeführten Funktionen und Anpassung bestehender Relaisrahmen,
- elektrischer Unterverteilerschrank: Umbau zur Zuordnung von Abgängen zu den neuen Polaritätseinheiten,
- Kabelverlegung und Anschlüsse zwischen PSCC, Relaisbaugruppen und bestimmten Schalttafeln und Schaltschränken,
- SPS-Schränke: Hinzufügen neuer Ein-/Aus-Eingänge (TOR) in der Umrichtersteuerung und Anpassung der Programmierung der analogen SPS,
- Schaltschränke: verschiedene Änderungen zur Zuordnung von 48-V-DC- und 125-V-DC-Relais, Änderung des SPS-Programms und Verarbeitung von zwei neuen Informationen:
  - Spannungsvorhandensein am zweiten Sammelschienensatz der Schalttafel, der direkt vom Notstromdiesel (DUS) gespeist wird,
  - Meldung über den Ausfall der Kältequelle.

Bezeichnung	Notstromversorgung der „Hard-Core“-Dampferzeuger (ASG-ND) und „Hard-Core“-Zusatzversorgung für die Becken der Reaktor- und Brennstoffgebäude
Thema	Sicherheit / Belastungen, Unfälle ohne Kernschmelze, Brennelementbecken
Typologie	Materielle Bestimmungen
Anwendbarkeit	Allgemein – Zwischenlagerung

Ziel: Sicherstellung der Ableitung der Restleistung des Reaktors über die Dampferzeuger und Sicherstellung der Ableitung der Restleistung der im Lagerbecken (Brennstoffbecken) befindlichen Brennelemente durch Wasserzufuhr im „Hard Core“-Zustand.

Technische Erläuterung: Ziel der vorgeschlagenen Bestimmung ist die Einrichtung folgender Komponenten des „harten Kerns“:

- die Wasserversorgung der Dampferzeuger (DE), um die Kühlung des Reaktors und die Ableitung der Restleistung über den Sekundärkreislauf zu ermöglichen,
- die Wasserversorgung der Becken im Reaktorgebäude und im Brennelementgebäude, um die Restleistung abzuführen und ein Freiliegen der Brennelemente zu verhindern.

Im „Hard Core“-Zustand wird die Wasserversorgung der DG durch eine Not-Wasserversorgungspumpe für die DG (ASG) gewährleistet, die aus dem Sammelbehälter des ASG-Systems ansaugt. Diese Funktion wird als ASG-ND bezeichnet. Im „Hard Core“-Szenario wird die Motorpumpe automatisch über den Notstromdiesel (DUS) versorgt, und zwar *über* eine spezielle Umschaltanlage, die im Rahmen dieser Maßnahme installiert wurde. Diese Maßnahme entspricht der ASN-Vorschrift [ND-A].

Die Funktion der dauerhaften Ableitung der Restleistung wird ihrerseits durch die Einrichtung einer neuen Anlage im Reaktorblock gemäß der ASN-Vorschrift [PISC-A] gewährleistet. Es handelt sich um eine Zusatzwasserversorgungsstation „Noyau Dur“ (SEG-System), die eine dauerhafte Versorgung des ASG-Beckens sowie des Brennelement-Lagerbeckens aus der Wasserquelle
„Noyau Dur“

Die Steuerung der ASG-ND- und SEG-Maßnahmen stützt sich auf die für den Betrieb des „Noyau Dur“ erforderlichen Informationen bezüglich des Kessels und der Becken, insbesondere: Füllstände der GV über einen weiten Bereich, Druck der GV, Kerntemperatur, Primärdruck sowie Füllstände der BR- und BK-Becken.

Die Umsetzung der ASG-ND- und SEG-Maßnahmen erfordert:

- gegebenenfalls die verwendeten Strukturen, Systeme und Komponenten zu verstärken oder zu schützen, um sie widerstandsfähig gegen die Belastungen des „Harten Kerns“ und deren Folgeeffekte zu machen,
- die „Kernbereich“-Zusatzwasserstation zu installieren und deren Verbindungen zur „Kernbereich“-Wasserquelle, zum ASG-Behälter und zum Brennstoffbecken herzustellen,
- *über* die Stromverteilung des „harten Kerns“ die Notstromversorgung der verwendeten Aktoren und Sensoren (bestehende und neue) einzurichten,
- die Steuerung und Überwachung der Anlagen vom Kontrollraum aus unter Verwendung

die Steuerungs- und Leitstrukturen „Noyau Dur“ (basierend auf bestehenden und neu installierten Geräten). Ein Teil der Anforderungen an die Steuerung und Leittechnik „Noyau Dur“ wird in einer separaten Anordnung behandelt (*siehe* Anordnung „Steuerung und Leittechnik Noyau Dur“).

Diese Anordnung ist in Abbildung 15 dargestellt.

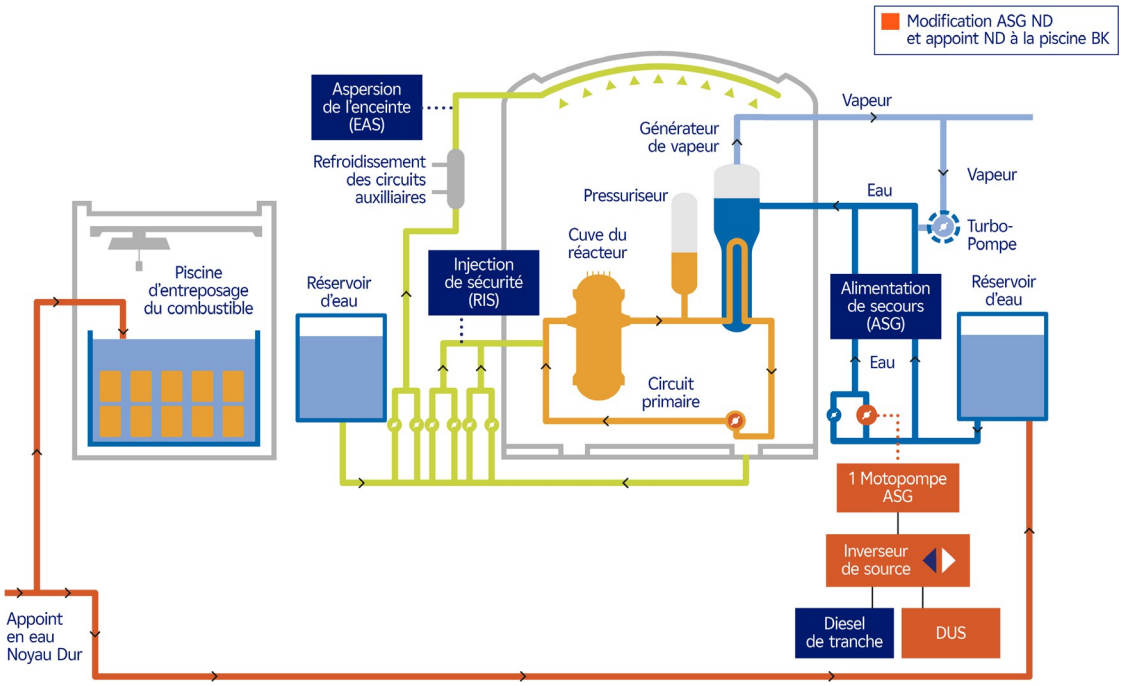


Abbildung 15. Prinzipskizze der ASG-ND-Anordnung und der „Noyau Dur“-Ergänzung an den BR- und BK-Becken

Bezeichnung	Einspritzpumpe an den Dichtungen der Primärpumpenaggregate „Hartkern“ (PIJ-ND)
Thema	Sicherheit / Beschädigungen, Unfälle ohne Kernschmelze
Typologie	Technische Umsetzung
Anwendbarkeit	Allgemein – Lager

Ziel: Kühlung der Dichtungen der Primärpumpen, um die Integrität der zweiten Sicherheitsbarriere zu gewährleisten, sowie Einspeisung von boriertem Wasser bei hohem Druck im Primärkreislauf, um die Reaktivität in „Hard-Core“-Situationen unter Kontrolle zu halten.

Technische Erläuterung: Ziel der Anordnung ist es, eine Notfallmaßnahme zur Einspeisung an den Dichtungen der Primärpumpenaggregate (GMPP) bereits in den ersten Minuten nach Eintritt eines vollständigen Ausfalls der externen Stromversorgung oder einer anderen Störsituation, die die Kühlung der Dichtungen der GMPP beeinträchtigt, umzusetzen, um Folgendes zu ermöglichen:

- die Dichtungen der Primärpumpen zu kühlen, um deren Unversehrtheit in „Hard-Core“-Situationen zu gewährleisten,
- in „Hard-Core“-Situationen boriertes Wasser einzuspritzen, wenn der Primärkreis unter hohem Druck steht.

Die vorgeschlagene Maßnahme besteht darin, die für zwei Reaktoren gemeinsame Einspritzpumpe für die Dichtungen der GMPP durch eine für jeden Reaktor eigene „Hard-Core“-Pumpe zu ersetzen. Dieser Austausch erfordert die Anpassung der Leitungen und der zugehörigen Komponenten, sodass für jeden Reaktor ein eigener Kreislauf zur Verfügung steht.

Die Stromversorgung der neuen Pumpe ist in die „Hard-Core“-Stromverteilung integriert und wird durch das Notstromaggregat (DUS) abgesichert. Die Arbeiten umfassen die Verlegung von Rohrleitungen, die Installation der Pumpe und der Ventile, die Aufstellung von Schaltschränken, die Verlegung von Kabeln sowie Anpassungen an der Leittechnik.

Diese Anordnung ist in Abbildung 16 und Abbildung 17 dargestellt.

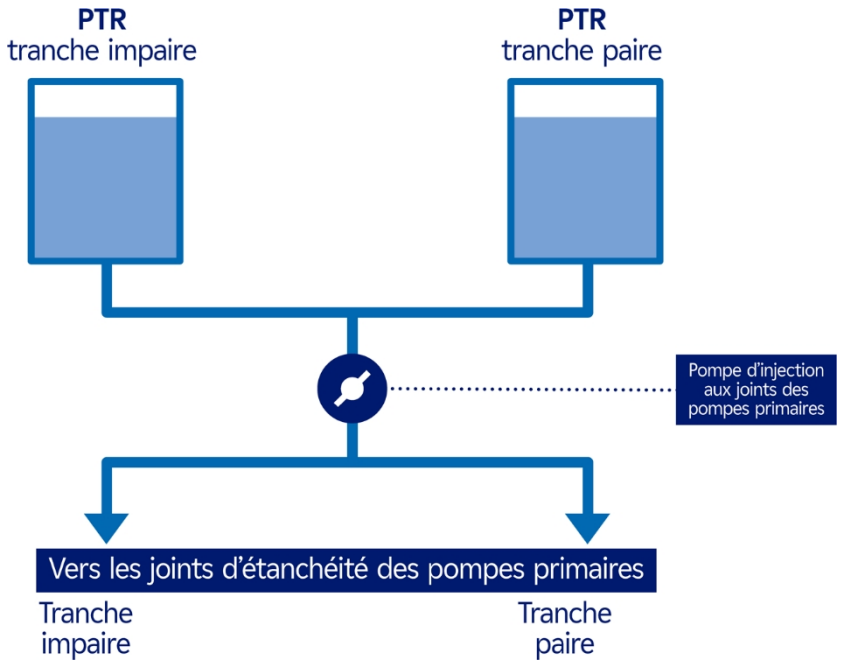


Abbildung 16. Konfiguration vor dem Einbau der Einspritzpumpe an den Dichtungen „Noyau Dur“ (PIJ-ND)

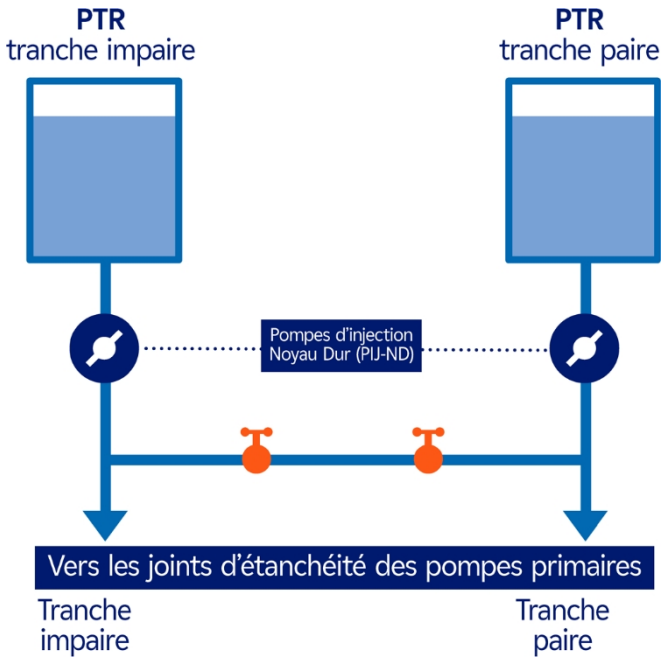


Abbildung 17. Konfiguration mit Injektionspumpen an den „Noyau Dur“-Fugen (PIJ-ND)

Überschrift	Repräsentative Informationen zur Wirksamkeit der Hochdruckborierung in „Hartkern“-Situationen
Thema	Sicherheit / Belastungen, Unfälle ohne Kernschmelze
Typologie	Materielle Anordnung
Anwendbarkeit	Allgemein – Stufensystem

Ziel: Verbesserung der Qualifizierung von Informationen, die die Bewältigung von „Hard Core“-Situationen ermöglichen.

Technische Erläuterung: Die Bestimmung zielt darauf ab, Informationen, die den ordnungsgemäßen Betrieb der Hochdruckborierung durch die Injektionspumpe an den „Noyau Dur“-Dichtungen belegen, gegenüber einem „Noyau Dur“-Erdbeben widerstandsfähig zu machen.

Die vorgeschlagene Bestimmung gliedert sich in drei Teile:

- Durchflussmessungen zur Feststellung, ob eine Hochdruckborierung wirksam ist: Die vorhandenen Sensoren werden bei Bedarf durch Sensoren ersetzt, die gegen das „Noyau Dur“-Erdbeben robust sind,
- Messungen des Druckhalterspiegels (notwendig für den Betrieb, um ein Überfüllen des Primärkreislaufs durch das Einspritzsystem zu vermeiden): Die Sensoren werden bei Bedarf durch „Noyau Dur“-erdbebensichere Sensoren ersetzt.
- Analoge Signalverarbeitung und Schaltschränke im Zusammenhang mit den oben genannten Sensoren: Die Robustheit der Messketten und Schaltschränke gegenüber Erdbeben der Kategorie „Noyau Dur“ wird überprüft. Es werden Vorkehrungen getroffen, um die zum „Noyau Dur“ gehörenden Elemente dieser Ketten elektrisch von den übrigen zu trennen.

Bezeichnung	Erkennung eines vollständigen Ausfalls der Kühlquelle (H1), robust gegenüber Erdbeben der Kategorie „Noyau Dur“
Thema	Sicherheit / Störfälle, Unfälle mit und ohne Kernschmelze, Brennelementbecken
Typologie	Materielle Bestimmungen
Anwendbarkeit	Allgemein Stufe

Ziel: Gewährleistung der Erkennung von Unfallsituationen mit vollständigem Verlust der Kühlquelle infolge eines „Noyau Dur“-Erdbebens vom Kontrollraum aus.

Technische Erläuterung: Ziel der Bestimmung ist es, dem Bediener im Kontrollraum die für eine Situation des vollständigen Verlusts der Kühlquelle (sogenannte „H1“-Situation) relevanten Informationen zur Verfügung zu stellen, damit er im Falle einer
„Noyau Dur“-Situation die Leistung zu senken und den Reaktor zu stabilisieren.

Die vorgeschlagene Maßnahme besteht darin, zwei vorhandene Drucksensoren an den Anschlüssen jedes Wärmetauscherpaares der Kaltquelle (SEC) für den Zwischenkühlkreislauf des Reaktors (RRI) durch für ein „Noyau Dur“-Erdbeben qualifizierte Geräte zu ersetzen. In einer „Noyau Dur“-Situation ist jedes Sensorpaar somit in der Lage, einen ungewöhnlich hohen Druckabfall zu erkennen:

- ungewöhnlich hoher Druckabfall, der auf eine Verstopfung der Wärmetauscher auf der Rohwasserseite hindeutet,
- ein ungewöhnlich niedriger Druck, der auf eine Störung der Pumpen oder des Not-Rohwasserkreislaufs hindeutet.

Die Information über den Eintritt in den „H1"-Zustand wird den Bedienern im Kontrollraum *über* einen Alarm bereitgestellt, der auf dem dafür vorgesehenen „Noyau Dur"-Bedienpult installiert ist. Dieser Alarm wird bei gleichzeitigem Ausfall beider Rohwasser-Notversorgungsleitungen ausgelöst.

Die Datenübertragung zwischen den Sensoren und dem Kontrollraum erfolgt innerhalb der Steuerungsanlage „Noyau Dur". Die bestehende elektrische Architektur wird so angepasst, dass sie an die Stromverteilung „Noyau Dur" angeschlossen werden kann.

Titel	**Stopp automatisch des Reaktors und Meldung über ein „erheblichen Erdbebens", robust im „harten Kern"**
Thema	Sicherheit / Angriffe, Unfälle mit und ohne Kernschmelze, Brennelementbecken
Typologie	Materielle Anordnung
Anwendbarkeit	Allgemein Stufe

Ziel: Gewährleistung der automatischen Abschaltung des Reaktors im Falle eines Erdbebens der Stufe „Noyau Dur" und der Weiterleitung der Informationen, die das Auftreten eines „signifikanten" Erdbebens anzeigen, an den Kontrollraum.

Technische Erläuterung: Die Anordnung zielt darauf ab, im Falle eines Erdbebens der Stufe „Noyau Dur" die automatische Abschaltung des Reaktors zu gewährleisten und die Information über das Auftreten eines „signifikanten" Erdbebens an die Leitwarte weiterzuleiten.

Die vorgeschlagene Maßnahme besteht darin:

- die Beschleunigungsmesser, die zur automatischen Abschaltung des Reaktors bei Erschütterungen dienen, durch ein robustes Modell zu ersetzen, das für Erdbeben der Stufe „Noyau Dur" ausgelegt ist und keine programmierten elektronischen Bauteile enthält,
- einen neuen Beschleunigungsmesser im Elektroraum zu installieren,
- den neuen Beschleunigungsmesser mit einer für das Erdbeben der Stufe „Noyau Dur" ausgelegten Stromversorgung auszustatten,
- die Informationen über das Auftreten eines signifikanten Erdbebens und über einen Sensorfehler *über* zwei Leuchtanzeigen an die zusätzliche Anzeige- und Steuertafel im Kontrollraum zu übermitteln.

Titel	**Erhöhung der Erdbebensicherheit gemäß „Noyau Dur“-Standard für den Hauptprimärkreis, den Hauptsekundärkreis und die DRR-Unterlagen (Dossiers de Référence Réglementaire)**
Thema	Sicherheit / Störfälle, Unfälle mit und ohne Kernschmelze
Typ	Technische Anordnung
Anwendbarkeit	Allgemein – Lager

Ziel: Gewährleistung der Erdbebensicherheit des harten Kerns des Hauptprimärkreislaufs und des Hauptsekundärkreislaufs sowie Gewährleistung der Einhaltung der Kriterien der behördlichen Referenzunterlagen für die Rohrleitungen dieser Kreisläufe.

Technische Erläuterung: Die Anordnung zielt darauf ab, die Erdbebensicherheit des „harten Kerns“ des Hauptprimärkreislaufs und des Hauptsekundärkreislaufs (CPP/CSP) zu gewährleisten sowie die Einhaltung der Kriterien der behördlichen Referenzunterlagen (DRR) für die Rohrleitungen des CPP/CSP sicherzustellen.

Die vorgeschlagene Maßnahme besteht darin, die Halterungen der betroffenen Rohrleitungsabschnitte bei Bedarf zu ändern.

Bezeichnung	**Beständigkeit gegenüber „Noyau Dur“-Lastfällen (einschließlich Erdbeben der Kategorie „Noyau Dur“)**
Thema	Einwirkungen (Erdbeben)
Typologie	Bestimmungen zum „Hard Core“, um die von der ASN auf der Grundlage der Schlussfolgerungen der generischen Phase der 4 periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren erlassenen Vorschriften [AGR-F] und/oder [ND-C] zu erfüllen
Geltungsbereich	Generisch, Stufe

Ziel: Bestimmte Ausrüstungen, die Teil des „harten Kerns“ sind, robust gegenüber „Hard-Core“-Situationen zu machen.

Technische Erläuterung: Als Reaktion auf die Vorschriften [AGR-F] und/oder [ND-C] wird EDF Maßnahmen umsetzen, um bestimmte zum „harten Kern“ gehörende Ausrüstungen widerstandsfähig gegen „harte Kern“-Lastfälle zu machen.

Die vorgeschlagenen Maßnahmen bestehen insbesondere in der Verstärkung von Halterungen oder Verankerungen oder im Austausch von Bauteilen durch solche, die gegenüber „Hard-Core“-Lastfällen widerstandsfähig sind.

Überschrift	Verlegung der Leitungen in boriertem Wasser (RRB) und Ersatz von Messungen des PTR-Behälters
Thema	Sicherheit / Beschädigungen, Unfälle mit und ohne Kernschmelze
Typologie	Materielle Ausstattung
Anwendbarkeit	Allgemein Lager

Ziel: Gewährleistung der Erdbebensicherheit des „Noyau Dur“ durch erforderliche Maßnahmen in Situationen „Kernbereich“ und von Anlagen, die bei Kälte zum Einsatz kommen.

Technische Erläuterung: Die Wasserstandsmessungen im Sammelbehälter des Wasseraufbereitungs- und -kühlsystems der Schwimmbecken (PTR) kommen im Störfall bei der automatischen Umschaltung auf den Umwälzbetrieb in den Sumpfbecken des Reaktorgebäudes zum Einsatz, sobald das Wasser aus dem PTR-Sammelbehälter in den Reaktor eingespeist wurde.

Die Bestimmung zielt darauf ab, die Erdbebensicherheit einer der Wasserstandsmessungen im PTR-Behälter, der Teil des „Noyau Dur“ ist, zu gewährleisten. Die Bestimmung soll zudem sicherstellen, dass die elektrische Begleitheizung bestimmter Leitungen im Falle eines Erdbebens während der kalten Jahreszeit ordnungsgemäß funktioniert. Insbesondere ermöglicht die Maßnahme, die Betriebsbereitschaft der PTR-Wasserstandsmessungen in solchen Belastungssituationen zu gewährleisten, indem jegliches Risiko einer Bor-Kristallisation in den PTR-Wasser enthaltenden Messrohrleitungen vermieden wird. Die vorgeschlagene Maßnahme besteht darin, einen der vier PTR-Wasserstandssensoren durch einen als „Noyau Dur“ qualifizierten Sensor zu ersetzen.

Die Maßnahme betrifft auch das Beheizungssystem der borhaltigen Wasserleitungen (RRB): Die Stromversorgung mehrerer Heizkabel wird geändert und einige davon werden ausgetauscht, um deren einwandfreies Funktionieren zu gewährleisten und somit die elektrische Begleitheizung der Leitungen sicherzustellen, die im Falle eines Erdbebens in der kalten Jahreszeit oder einer „Noyau Dur“-Notfallsituation erforderlich ist.

Bezeichnung	Einbau einer analogen Füllstandsmesskette für das Brennelagerbecken, die für den „Noyau Dur“-Zustand ausgelegt ist
Thema	Sicherheit / Brennelementbecken
Typ	Hardware-Konfiguration
Anwendbarkeit	Allgemein Stufe

Ziel: Bereitstellung einer Messung zur Beurteilung des Zustands des Brennelement-Lagerbeckens im „Hard Core“-Zustand, um die Wasserzugabe in das Becken zu steuern.

Technische Erläuterung: Die vorgeschlagene Maßnahme besteht in der Installation einer analogen Messanlage, mit der der Füllstand des Brennelement-Lagerbeckens vom normalen Betriebsniveau bis zur Oberkante der gelagerten Brennelemente gemessen werden kann.

Die Informationen zum Wasserstand sowie zur Entleerungsgeschwindigkeit des Brennelement-Lagerbeckens werden in den Kontrollraum weitergeleitet. Die gesamte Messkette ist für das Erdbeben „Noyau Dur“ und die verschlechterten Umgebungsbedingungen im Brennelementgebäude (BK) qualifiziert. Die vorgeschlagene technische Lösung ist ein kabelgeführter Radarsensor, dessen Sonde am Rand des Brennelementlagebeckens auf einer neuen Halterung angebracht wird. Die Elektronik des Sensors ist außerhalb der Halle des Brennelementgebäudes untergebracht, um weniger rauen Umgebungsbedingungen ausgesetzt zu sein.

Die Messwerte werden im Rahmen der Anordnung „Neue Kern-Hardware-Steuerung“ an den Kontrollraum, an das Zusatzanzeige- und Bedienfeld, weitergeleitet.

Bezeichnung	„Alles-oder-Nichts“-Füllstandsmessungen im Becken des Reaktorgebäudes
Thema	Sicherheit / Einwirkungen, Unfälle ohne Kernschmelze, Brennelementbecken
Typ	Technische Ausstattung
Anwendbarkeit	Allgemein, Stufung

Ziel: Bereitstellung der erforderlichen Maßnahmen zur Durchführung eines Szenarios zum Kühlverlust im Lagerbecken des Reaktorgebäudes im „Hard Core“-Zustand.

Technische Erläuterung: Die vorgeschlagene Anordnung zielt darauf ab, die „Alles-oder-Nichts“-Messkette für den Wasserstand im Reaktorgebäude-Becken (BR) gegenüber „Hard-Core“-Situationen robust zu gestalten. Diese Messung kommt im „Hard-Core“-Betrieb im Stillstand zum Einsatz, falls es zu einem Kühlverlust im Reaktorgebäude-Becken kommt.

Der vorhandene Wasserstandssensor mit drei Schwellenwerten wurde nach Überprüfung in seinem aktuellen Zustand als geeignet befunden. Er wird an die „Hard-Core“-Leittechnik angeschlossen, um die Informationen an die Leitwarte, genauer gesagt an das „Hard-Core“-Anzeige- und Zusatzsteuerpult, weiterzuleiten.

Bezeichnung	Dampfablass im Zustand „Noyau Dur“
Thema	Sicherheit / Brennstoffbecken
Typ	Materielle Auslegung
Anwendbarkeit	Allgemein für das Palier

Ziel: Vermeidung einer Druckbeaufschlagung der Gebäude durch Dampf, der durch das mögliche Überkochen der Brennstoffbecken entsteht, für „Hard-Core“-Situationen, die im Zustand „Abgeschaltet zur Wiederaufladung“ (APR) auftreten.

Technische Erläuterung: Für „Hard-Core“-Situationen im Zustand „Stillstand zur Brennelementwechsel“ (APR) plant EDF, die Restleistung der Brennelemente abzuleiten, indem das Wasserbecken des Reaktorgebäudes (BR) durch Schwerkraft aus dem Brennelementlagerbecken *über* das in dieser Konfiguration geöffnete Übertragungsrohr aufgefüllt wird (*siehe* Bestimmung *„Nachfüllung ‚Harter Kern‘ in die BR- und* BK-Wasserbecken“). Um einen Druckaufbau in den Gebäuden durch den Dampf zu vermeiden, der durch ein mögliches Überkochen der Becken entsteht, werden eine Schleuse im Reaktorgebäude und ein Abluftkanal im Brennstoffgebäude geöffnet. Anschließend ist die Wiederaufnahme der Kühlung durch die mobile Kühlanlage *„PTR* bis“, die von der FARN vor Ort bereitgestellt wird. Dies ermöglicht nach einer entsprechenden Leitungsanbindung sowohl die Kühlung des Brennelement-Lagerbeckens als auch des Beckens im Reaktorgebäude, wodurch das Sieden letztendlich gestoppt wird und im Reaktorgebäude sowie im Brennelementgebäude wieder normale Bedingungen hergestellt werden können.

Die vorgeschlagene Maßnahme besteht darin, den Einsatzkräften vor Ort eine Vorrichtung zur Aufrechterhaltung der Öffnung der Schleuse des Reaktorgebäudes auf der Ebene 0 Meter zur Verfügung zu stellen, um ein unbeabsichtigtes Wiederverschließen der Schleuse zu verhindern.

Titel	Schutzmaßnahmen gegen den Tornado „Noyau Dur“
Thema	Sicherheit / Übergriffe
Typologie	Materielle Bestimmungen
Anwendbarkeit	Allgemein – Stufe

Ziel: Gewährleistung der Widerstandsfähigkeit der Anlage gegen einen Tornado der Stufe „Noyau Dur“.

Technische Erläuterung: Der „harte Kern“ muss gegen einen Tornado der Stufe „harter Kern“ (Stufe EF3 auf der Fujita-Skala für das Kernkraftwerk Blayais) widerstandsfähig sein. Dies beinhaltet den Schutz der Strukturen, Systeme und Komponenten (SSC) des „harten Kerns“ vor den direkten Auswirkungen des Tornados „Noyau Dur“ (z. B. windbedingter dynamischer Druck, Unterdruck, der zu einer Beschädigung der Lüftungskanäle führen kann) oder indirekter Auswirkungen (umherfliegende Gegenstände) des Tornados.

Die vorgeschlagene Maßnahme besteht darin:

- physische Schutzvorrichtungen anzubringen,
- oder die anfälligen Strukturen, Systeme und Komponenten (SSC) des „harten Kerns“ zu verstärken.

Die Art der Schutzmaßnahmen wird an jeden SSC-Typ angepasst. Die wichtigsten Schutzmaßnahmen werden außerhalb der Räumlichkeiten umgesetzt und bestehen aus dem Anbringen von metallischen Schutzkonstruktionen

(verstärkte Gitter, Stahlnetze, Stahlkonstruktionen, Gitterroste, Sonstiges) vor den zu schützenden „Hardcore"-Einrichtungen (Teile von Rohrleitungen, Kabelkanälen oder Ähnliches), insbesondere vor dem Behälter des Wasseraufbereitungs- und -kühlsystems für Schwimmbäder (PTR) und dem Brennstofflager (BK).

Diese Anordnung ist unten in Abbildung 18 dargestellt

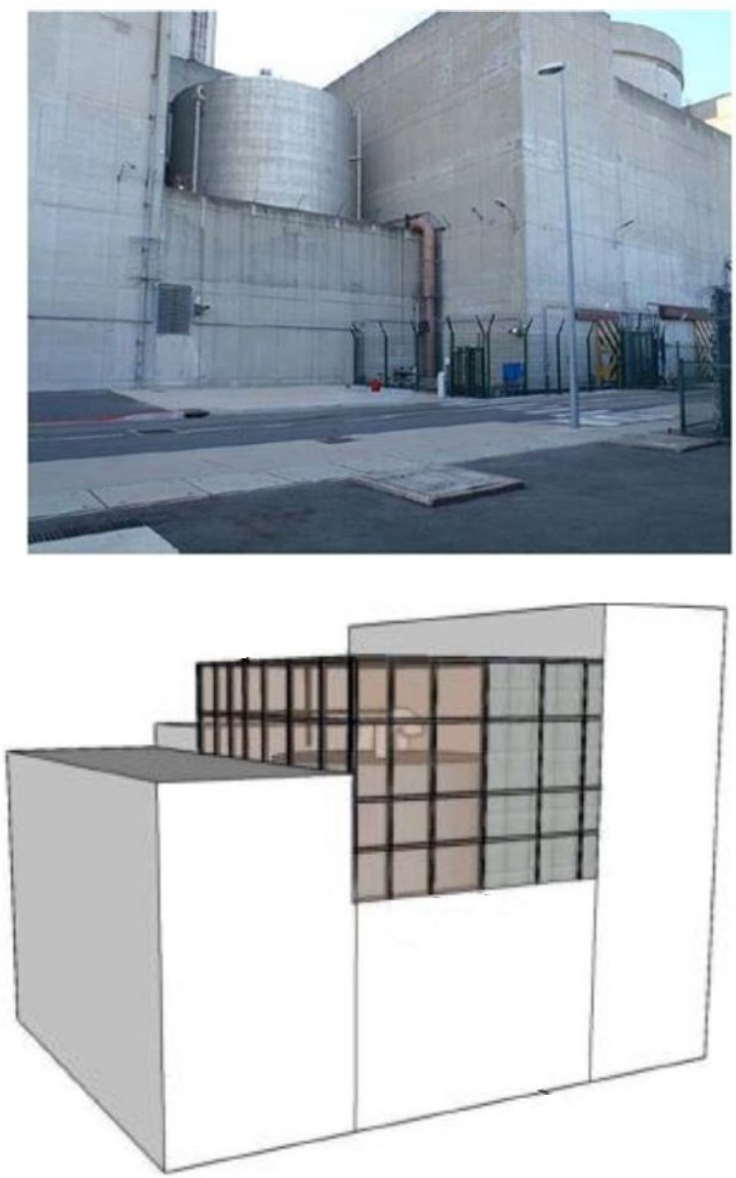


Abbildung 18. Schutz vor dem „Noyau Dur"-Tornado:
Foto der aktuellen Anlage – Beispiel Reaktor Nr. 1 des Kernkraftwerks Tricastin und Darstellung der vorgeschlagenen Anordnung in Form von „verstärkten Gittern" um die zylindrische PTR-Abdeckung.

Überschrift	220-V-Steckdosen im Kontrollraum, die über das DUS mit Notstrom versorgt werden
Thema	Sicherheit / Störfälle, Unfälle mit und ohne Kernschmelze, Störfälle, Brennelementebecken
Typologie	Materielle Anordnung
Anwendbarkeit	Allgemein, Stufig

Ziel: Die Stromversorgung verschiedener Geräte zu gewährleisten, die für das Krisenmanagement nützlich sind.

Technische Erläuterung: Der Notstromdiesel (DUS) stellt nun eine zusätzliche Stromquelle an den EDF-Standorten dar. Die Maßnahme zielt darauf ab, den Notstromdiesel (DUS) zu nutzen, um die Stromversorgung verschiedener für das Krisenmanagement nützlicher Geräte mit 220 V zu ermöglichen (insbesondere: Telekommunikationsgeräte, persönliche oder kollektive Schutzausrüstung).

Die vorgeschlagene Maßnahme umfasst die Einrichtung neuer, durch den DUS abgesicherter 220-V-Steckdosen in der Nähe des Reaktor-Kontrollraums sowie die Installation von Stromabzweigungen, Stromumwandlungsanlagen, Unterverteilungsanlagen (Stromverteilung und -schutz) und den erforderlichen Anschlüssen (Steckdosenkästen).

Bezeichnung	Lokales Krisenzentrum (CCL)
Thema	Sicherheit / Angriffe, Unfälle mit und ohne Kernschmelze, Brennelementebecken
Typ	Materielle Ausstattung
Anwendbarkeit	Allgemein Stufe

Ziel: Stärkung der Krisenbewältigungsmaßnahmen, um dem Betreiber die langfristige Bewältigung einer schweren Krise (insbesondere einer Krise, die mehrere Reaktoren betrifft) zu ermöglichen.

Technische Erläuterung: Im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren schlägt EDF vor, die Krisenbewältigungsmaßnahmen durch den Bau eines neuen lokalen Krisenzentrums (CCL) an jedem Standort zu verstärken, damit der Betreiber des Standorts eine schwerwiegende Krise (insbesondere ein Krisenmanagement, das mehrere Reaktoren betrifft) langfristig bewältigen kann. Dieses Gebäude gewährleistet im Krisenfall eine angemessene Zugänglichkeit, Autonomie und Bewohnbarkeit. Es ist so ausgelegt, dass es den für den „harten Kern“ festgelegten äußeren Einwirkungen standhält.

Das CCL schützt seine Insassen vor radioaktiver Strahlung von außen und innen (aufgrund von Kontamination) sowie vor chemischen Gefahren. Es verfügt über:

- einen passiven Schutz und ein Filtersystem, das den Gehalt an Kontaminations- und Strahlungsquellen reduziert und für den Fall eines Unfalls mit vollständiger Kernschmelze in einem Reaktor des Standorts ausgelegt ist,
- einer Dekontaminationszone, die es ermöglicht, die dosimetrischen Bedingungen im Inneren des CCL nicht zu verschlechtern, falls die äußere Umgebung besonders kontaminiert sein sollte,
- über eine autonome Stromversorgung, die durch ein Notstromaggregat und Batterien gewährleistet wird,
- einer Stromversorgung des CCL von außen durch die „Force d’Action Rapide du Nucléaire“ (FARN),
- einer automatischen Weiterleitung der für das Krisenmanagement erforderlichen Informationen für alle Reaktoren des Standorts.

Was den letzten Punkt betrifft, so werden Änderungen an der Architektur des IT-Netzwerks der Standorte sowie die Einrichtung einer computergestützten Überwachungsarchitektur den Krisenstabmitarbeitern den Zugriff auf die Standortdaten sowie die Einrichtung der entsprechenden Anzeigen ermöglichen.

Sollte die automatische Weiterleitung von Informationen nicht mehr gewährleistet sein, sieht die Regelung weitere technische Mittel und organisatorische Vorkehrungen vor, die die Weiterleitung der für das Krisenmanagement erforderlichen Daten ermöglichen.

Titel	Langfristige Kühlung des Kontrollraums
Thema	Sicherheit / Angriffe, Unfall mit und ohne Kernschmelze, BK-Becken
Typologie	In der Planung befindliche Anordnung
Anwendbarkeit	Allgemein Lager

Ziel: Langfristige Gewährleistung der Kühlung des Kontrollraums in einer Situation „Hard Core“.

Technische Erläuterung: Es werden Untersuchungen zu den Temperaturbedingungen im Elektroraum und insbesondere im Kontrollraum mittel- und langfristig in „Hard-Core“-Situationen mit einem langanhaltenden Ausfall der normalen Kühlung (Ausfall der Kältequelle) durchgeführt.

Es wird eine Maßnahme geprüft, um die Temperatur in den sensiblen Räumen zu kontrollieren und die Betriebsbedingungen im Kontrollraum zu verbessern. Die geplante Maßnahme besteht darin, eine Luftkühlung für das Kühlwasser der Raumlüftung im Elektroraum hinzuzufügen.



Abbildung 19. Leitwarte eines 900-MWe-Reaktors

3.1.2.5.2. Weitere Maßnahme

Die folgende Maßnahme betrifft mehrere Sicherheitsziele.

Überschrift	**Zugänglichkeit für Einsatzkräfte im Störfall zur Durchführung von Maßnahmen vor Ort**
Thema	Sicherheit / Angriffe, Unfälle mit und ohne Kernschmelze
Typologie	Materielle Maßnahmen und derzeit geprüfte Maßnahmen im Anschluss an Studien als Reaktion auf die von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase der 4 periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren
Geltungsbereich	Generisch, Reaktorstufe

Ziel: Überprüfung der tatsächlichen Fähigkeit des Betriebspersonals, die Räume zu betreten und dort die im Nachweis der nuklearen Sicherheit geforderten Betriebsmaßnahmen im Falle eines Unfalls, eines Unfalls mit Kernschmelze oder eines Angriffs durchzuführen.

Technische Erläuterung: Die im Rahmen der Vorschrift [FOH-B] durchgeführte Zugänglichkeitsanalyse besteht darin, die Fähigkeit der Betreiber zu überprüfen, die Räumlichkeiten zu betreten und dort die im Nachweis der nuklearen Sicherheit berücksichtigten Betriebsmaßnahmen durchzuführen. Die Analyse berücksichtigt insbesondere die Entwicklung der Umgebungsbedingungen (Hitze, Überschwemmung, Strahlungsbelastung usw.) in den Räumlichkeiten, die die Durchführung der vor Ort von den Einsatzkräften durchzuführenden Maßnahmen beeinträchtigen könnten und die auf Unfälle ohne Kernschmelze, mit Kernschmelze oder auch auf interne Störfälle (Brand, Überschwemmung usw.) zurückzuführen sind.

Die Analysen haben ergeben, dass bestimmte Ventile des Hochdruck-Simultaneinspritzsystems (RIS-RCV) unter bestimmten Unfallsituationen aufgrund der dort herrschenden radiologischen und thermischen Umgebungsbedingungen möglicherweise nicht mehr vor Ort betätigt werden können.

Ziel der vorgeschlagenen Maßnahme ist es, die Betätigung dieser Ventile vom Elektroraum aus zu ermöglichen. Diese Ventile werden über Schaltschränke mit Strom versorgt, an die Selbstüberwachungszellen (bereits vorhandene Vorrichtungen) angeschlossen werden können, um die Ventile fernzusteuern. Betroffen sind drei Ventile: ein Ventil am chemischen und volumetrischen Kontrollsystem (RCV) sowie zwei Ventile am Sicherheitsinjektionssystem (RIS). Für eines dieser beiden Ventile wird ein Adapter bereitgestellt, um den Anschluss der Selbstüberwachungszelle an den Schaltschrank zu gewährleisten. Die Sammlung der Maßnahmenblätter vor Ort wird aktualisiert, um darauf hinzuweisen, dass die Betätigung dieser Ventile vom Schaltschrank aus erfolgen muss.

Die Betriebsdokumentation wird ebenfalls angepasst, damit der Betreiber die Risiken im Zusammenhang mit der Umgebungsatmosphäre in den Räumlichkeiten oder auf dem Weg zu den Einsatzräumen bewältigen kann.

Die Maßnahme zielt zudem darauf ab, die Einrichtung des Lokalen Krisenzentrums (CCL) und die Belüftungsanordnung des Elektroraums zu nutzen, um die Kompaktheit und damit die Abschottung der Überlebensinsel (die den Kontrollraum enthält) zu verbessern, indem die Belüftung von Nebenräumen, die vom Kontrollraum entfernt sind – insbesondere bei den geraden Reaktoren – getrennt wird. Für diese Räume sieht die Maßnahme vor, sie endgültig von der Belüftung der Überlebensinsel zu trennen und an ein anderes Belüftungssystem anzuschließen. Die Maßnahme umfasst die Änderung bestimmter Abschnitte der Lüftungskanäle und der zugehörigen Ausrüstung.

3.2. Maßnahmen bezüglich der „Nachteile“

Dieser Teil der regelmäßigen Überprüfung betrifft die Beherrschung der Nachteile, die die Anlage im Normalbetrieb aufgrund von Wasserentnahmen, Ableitungen, Abfällen sowie der von ihr möglicherweise verursachten Belästigungen (Lärm, Vibrationen, Gerüche oder Staubemissionen) mit sich bringt.

Gemäß den gesetzlichen Anforderungen umfasst der Abschnitt „Nachteile“ der Überprüfung:

- zum einen eine Bestandsaufnahme hinsichtlich der Konformität der Anlage mit den geltenden Vorschriften sowie eine Auswertung der Betriebserfahrungen der letzten zehn Jahre,
- andererseits eine aktualisierte Bewertung der Beeinträchtigungen, die die Anlage im Normalbetrieb für Gesundheit und Umwelt mit sich bringt.

In Anlage Nr. 1 der Unterlagen zur öffentlichen Anhörung wird der Inhalt des Abschnitts „Nachteile“ näher aus, insbesondere bestimmte Maßnahmen, die seit der letzten Überprüfung bereits umgesetzt wurden. EDF schlägt zu diesem Thema folgende Formulierung vor.

Titel	**Errichtung einer belüfteten, mit Jodfilter ausgestatteten Umhüllung um bestimmte Anlagen des Abwassersammelsystems des Kernkraftwerksbereichs (RPE)**
Thema	Nachteile
Typologie	Materielle Umsetzung
Anwendbarkeit	Allgemein Lager

Ziel: Begrenzung des Risikos einer Jodfreisetzung in die Umwelt im Normalbetrieb.

Technische Erläuterung: Gasförmige Jodemissionen (Spaltprodukte) können in bestimmten Räumen auftreten, je nach Integrität der Brennstoffhüllen und der Kreisläufe.

Diese als „Jodrisikoräume“ bezeichneten Räume müssen in ihrem Lüftungssystem mit Jodabscheidern (Filtervorrichtungen) ausgestattet sein, um die Freisetzungen der Anlage in die Umwelt im Normalbetrieb zu begrenzen.

Im Rahmen der vierten regelmäßigen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren wurde das Risiko von Jodfreisetzungen in bestimmten Räumen, die laut Reaktorkonzeption nicht an ein Belüftungssystem mit Jodfilterung angeschlossen sind, neu bewertet. Im Gebäude der nuklearen Hilfsanlagen wurde ein weiterer Raum identifiziert.

Die vorgeschlagene Maßnahme besteht darin, in dem betreffenden Raum eine belüftete Isolierkammer um die Ventile und Flansche – Bauteile, bei denen es zu Leckagen kommen kann – des Auffangkreislaufs für Abwässer aus dem Kernkraftwerksbereich (RPE) zu installieren. Zwischen dieser Isolierkammer und dem nächstgelegenen Lüftungskanal, der an die Jodfilteranlage angeschlossen ist, wird eine Verbindungsleitung angelegt.

Abbildungen, die diese Anordnung veranschaulichen, sind in Abbildung 20 und Abbildung 21 dargestellt.

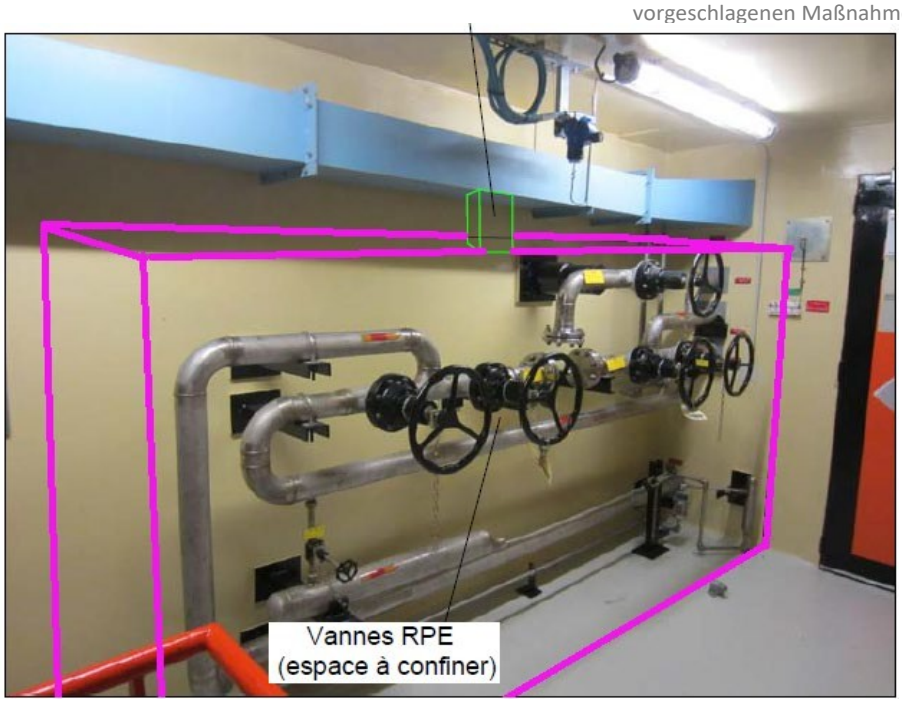


Abbildung 20. Einrichtung einer belüfteten, an die Jodfilteranlage angeschlossenen Isolierkammer um bestimmte Anlagen des Abwassersammelsystems des Kernkraftwerksbereichs (RPE): Foto des Raums und Lage der Anordnung

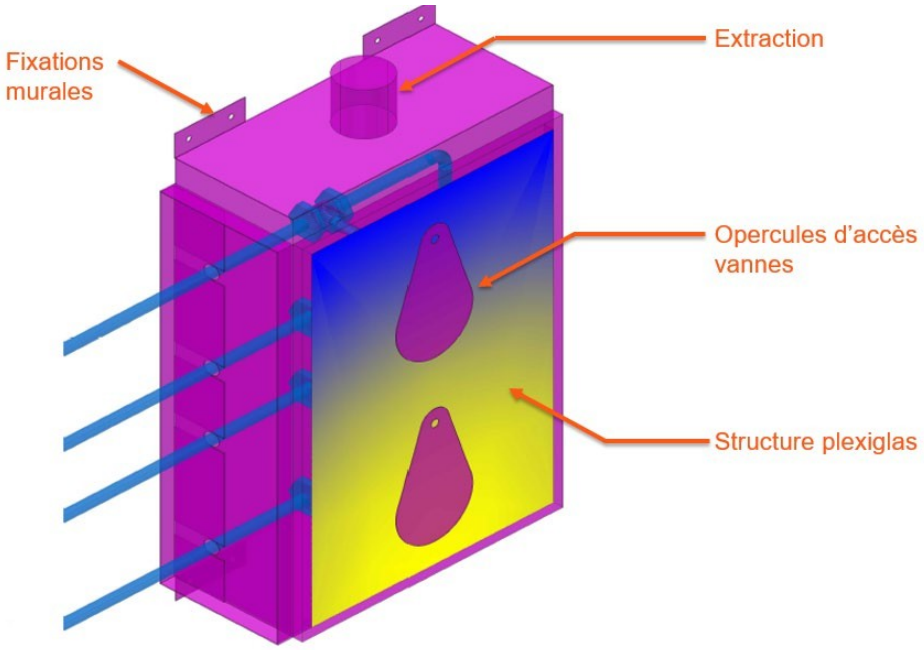


Abbildung 21. Einrichtung eines belüfteten Raums, der an die Jodfilteranlage angeschlossen ist, um bestimmte Anlagen des Abwassersammelsystems des Kernkraftwerksinsels (RPE): Darstellung der Anordnung

3.3. Bestimmungen zur der Anlagen

Zur langfristigen Erhaltung der Anlagen umfasst das Industrieprogramm von EDF Folgendes:

- den Nachweis zu erbringen, dass nicht austauschbare Komponenten ihre Funktion nach 40 Jahren weiterhin erfüllen können (Reaktordruckbehälter und Sicherheitsbehälter),
- nachzuweisen, dass austauschbare Komponenten ihre Funktion auch nach 40 Jahren noch erfüllen können, oder sie entweder auszutauschen oder zu sanieren,
- nachzuweisen, dass die Qualifikation der betreffenden mechanischen und elektrischen Komponenten weiterhin gegeben ist, oder gegebenenfalls entweder deren Austausch oder deren Sanierung vorzunehmen.

EDF schlägt folgende Bestimmung bezüglich der langfristigen Aufrechterhaltung der Anlagen vor.

Überschrift	**Aufrechterhaltung der Eignung unter Unfallbedingungen der KRT-Kette mit hoher Gamma-Strahlung BR**
Thema	Aufrechterhaltung der Eignung
Typ	Materielle Bestimmungen
Gültigkeitsbereich	Allgemein Stufe

Ziel: Gewährleistung der Eignung einer Aktivitätsmesskette im Reaktorgebäude unter Unfallbedingungen über einen Betriebszeitraum von mehr als 40 Jahren hinaus.

Technische Erläuterung: Die Messkette zur Überwachung der „hohen Gamma-Strahlung“ im Reaktorgebäude (die zum System zur Überwachung der Radioaktivität des KRT-Reaktors gehört) ermöglicht es, die Gamma-Dosisleistung in der Luft des Reaktorgebäudes ab Beginn eines Unfalls zu messen und deren Entwicklung zu verfolgen. Ziel der Maßnahme ist es, die Eignung dieser Messkette für Unfallbedingungen auch nach mehr als 40 Betriebsjahren sicherzustellen.

Die vorgeschlagene Maßnahme besteht darin, bestimmte Komponenten zu ersetzen, bei denen die Aufrechterhaltung der Eignung nicht nachgewiesen werden kann: Messschrank, Anschlusskasten sowie das digitale Iktometer[8].

8 Ein Iktometer ist ein Messgerät für ionisierende Strahlung.



4. Annexe 1 : Liste des dispositions proposées par l'exploitant

EDF-Kernkraftwerk Le Blayais, Gironde
© Copyright EDF – Yohan Espiaube

Dieser Anhang listet die vom Betreiber vorgeschlagenen und in §3 näher ausgeführten Bestimmungen auf.

Wortlaut der Bestimmung
Bestimmungen zum Thema Risiken (§3.1)
Bestimmungen zur Konformität der Anlage (§3.1.1)
Bestimmungen zu Unfällen ohne Kernschmelze (§3.1.2.1)
Erweiterung des Nachweises der nuklearen Sicherheit in Bezug auf Unfälle
Überprüfung der Knickgrenze der Gitter einer Brennelementkassette
Erweiterung der Studien im ergänzenden Bereich
Einbau einer Entnahmevorrichtung für das Primärmedium im Stillstandszustand hinter dem CEPP-Wärmetauscher (Dichtkreislauf der Primärpumpen)
Einbau eines Entnahmestutzens am Doppelmantel der RIS- und EAS-Kreisläufe
Bestimmungen zu Belastungen (§3.1.2.2)
Erweiterung des Nachweises der nuklearen Sicherheit in Bezug auf Belastungen
Verringerung der Wärmebelastungen
Anbindung des Absperrventils des Wasserstoffkreislaufs an die Brandmeldeanlage (Gefahr eines entbrannten Wasserstoffstrahls)
Verbesserung der Robustheit der Anlage gegenüber der Brandgefahr
Brandschutz für Kabel
Schutz des Brennelement-Lagerbeckens vor Brandgefahr
Verbesserung der Verfügbarkeit des Systems zur Ableitung der Restleistung aus dem „ „Harter Kern“ (EAS-ND) und Erhöhung der Zuverlässigkeit der Stromverteilung
Schutz sensibler Bereiche vor dem Ausfall ortsfester Sprinkleranlagen im Brandfall
Verhinderung des Eindringens von Luft in das Abgasbehandlungssystem für wasserstoffhaltige Abgase
Einbau einer Anschlussmanschette am Gasspeichersystem
Verhinderung der Explosionsgefahr in den Batterieräumen
Schutz der Rohrleitungen im Kernkraftwerksbereich vor Explosionen
Funktionsanalysen zur nuklearen Sicherheit im Hinblick auf interne Explosionen und Risikoprävention im Reaktorgebäude
Zusätzliche Schutzmaßnahmen gegen interne Explosionen
Vollständiger Ausfall der Stromversorgung bei extremer Hitze
Schutz vor Tornados (Gitter)
Bestimmungen zum Brennelement-Lagerbecken „BK“ (§3.1.2.3)
Brandschutzwand zwischen den beiden Kühlpumpen des BK-Beckens
Ergänzende Untersuchungen zur Sicherheit der Becken im Reaktorgebäude (BR) und im Brennstoffgebäude (BK)

Rückkehr in einen Zustand ohne Sieden im BK-Becken nach einem Unfall oder einer Störung
Vorschriften für Unfälle mit Kernschmelze (§3.1.2.4)
Erweiterung des Nachweises der nuklearen Sicherheit in Bezug auf Unfälle mit Kernschmelze
Ersatz bestehender, für den Kernschmelzunfall nicht qualifizierter Ausrüstungen
Fest installierte Anlagen zur Aufbereitung von kontaminiertem Wasser im Reaktorgebäude und mobile Module zur Aufbereitung von kontaminiertem Wasser
Einrichtung einer Einspeiseleitung und einer mobilen Anlage als Ersatz für die EAS-ND-Anlage
Rückführung der Abwässer aus dem Brennelementgebäude in das Reaktorgebäude
Einrichtung einer Wasserstandsmessung in den Sammelbecken des Reaktorgebäudes
Notstromversorgung für die Erkennung eines Behälterdurchbruchs durch das DUS und Einrichtung einer Corium-Ausbreitungserkennung im Kerninstrumentierungsraum (RIC)
Verstärkung der Wände zwischen dem internen Kerninstrumentierungsraum und dem Bereich der Sumpfbecken des Reaktorgebäudes
Zusätzliche Wassereinspeisung zusätzlich zu der des PTR
Verstärkung der Erdbebensicherheit der Entlüftungs- und Filteranlage des U5-Behälters für Erdbeben der SMS-Stufe
Schutz der Komponenten der „Breitband“-Messkette für den Druck im Sicherheitsbehälter, die sich in den Hauptschalträumen des Sicherheitspfads B befinden
Verdickung der Fundamentplatte des Reaktorgebäudes

Sicherheitsmaßnahmen, die mehrere Sicherheitsziele betreffen (§3.1.2.5)
Maßnahmen zum „harten Kern“ (§3.1.2.5.1)
„Hard Core“-Leitung
Leit- und Steuerungssystem „Harter Kern“
Notstromversorgung der Dampferzeuger des „harten Kerns“ (ASG-ND) und Nachspeisung des „harten Kerns“ in die BR- und BK-Becken
Einspritzpumpe an den Dichtungen der Primärpumpenaggregate „Harter Kern“ (PIJ-ND)
Repräsentative Informationen zur Wirksamkeit der Hochdruckborierung in „Hard Core“-Situationen
Erkennung einer Situation mit vollständigem Verlust der Kühlquelle (H1), erdbebensicher im „Harten Kern“-Betrieb
Automatische Reaktorabschaltung und Meldung eines „signifikanten Erdbebens“, robust gegenüber „Hard Core“-Situationen
Verstärkung des Hauptprimärkreislaufs, des Hauptsekundärkreislaufs und der DRR-Unterlagen (Behördliche Referenzunterlagen) gegen Erdbeben im „Harter Kern“-Szenario
Robustheit gegenüber „Hard-Core“-Lastfällen (einschließlich „Hard-Core“-Erdbeben)
Verfolgung der Leitungen im Borwasser (RRB) und Austausch der Füllstandsmessungen der PTR-Wanne
Hinzufügung einer analogen Füllstandsmesskette für das Brennelagerbecken, die gegen „Hard-Core“-Ereignisse robust ist
„Alles-oder-Nichts“-Füllstandsmessungen im BR-Becken
Dampfablass im „Hard-Core“-Szenario
Schutzvorrichtungen gegen Tornados im „Hard-Core“-Fall
220-V-Steckdosen im Kontrollraum, die durch das DUS mit Notstrom versorgt werden
Lokales Krisenzentrum (CCL)
Langzeitkühlung des Kontrollraums
Sonstige Bestimmungen (§3.1.2.5.2)
Zugänglichkeit für Einsatzkräfte im Unfallfall für Maßnahmen vor Ort
Bestimmungen bezüglich der Nachteile (§3.2)
Einrichtung einer belüfteten Kammer mit Jodfilterung um bestimmte Anlagen des Abwassersammelsystems des Kernkraftwerksblocks (RPE)
Bestimmungen zur Fortführung des Betriebs nach 40 Jahren (§3.3)
Aufrechterhaltung der Qualifizierung für Unfallbedingungen der KRT-Kette mit hohem Gamma-Fluss BR



5. Annexe 2 : Vues d'ensemble

EDF-Kernkraftwerk Le Blayais, Gironde
© Copyright EDF – Yohan Espiaube

Dieser Anhang veranschaulicht die wichtigsten Gebäude eines Kernkraftwerks, die Funktionsprinzipien eines Kernreaktors und die wichtigsten Systeme.

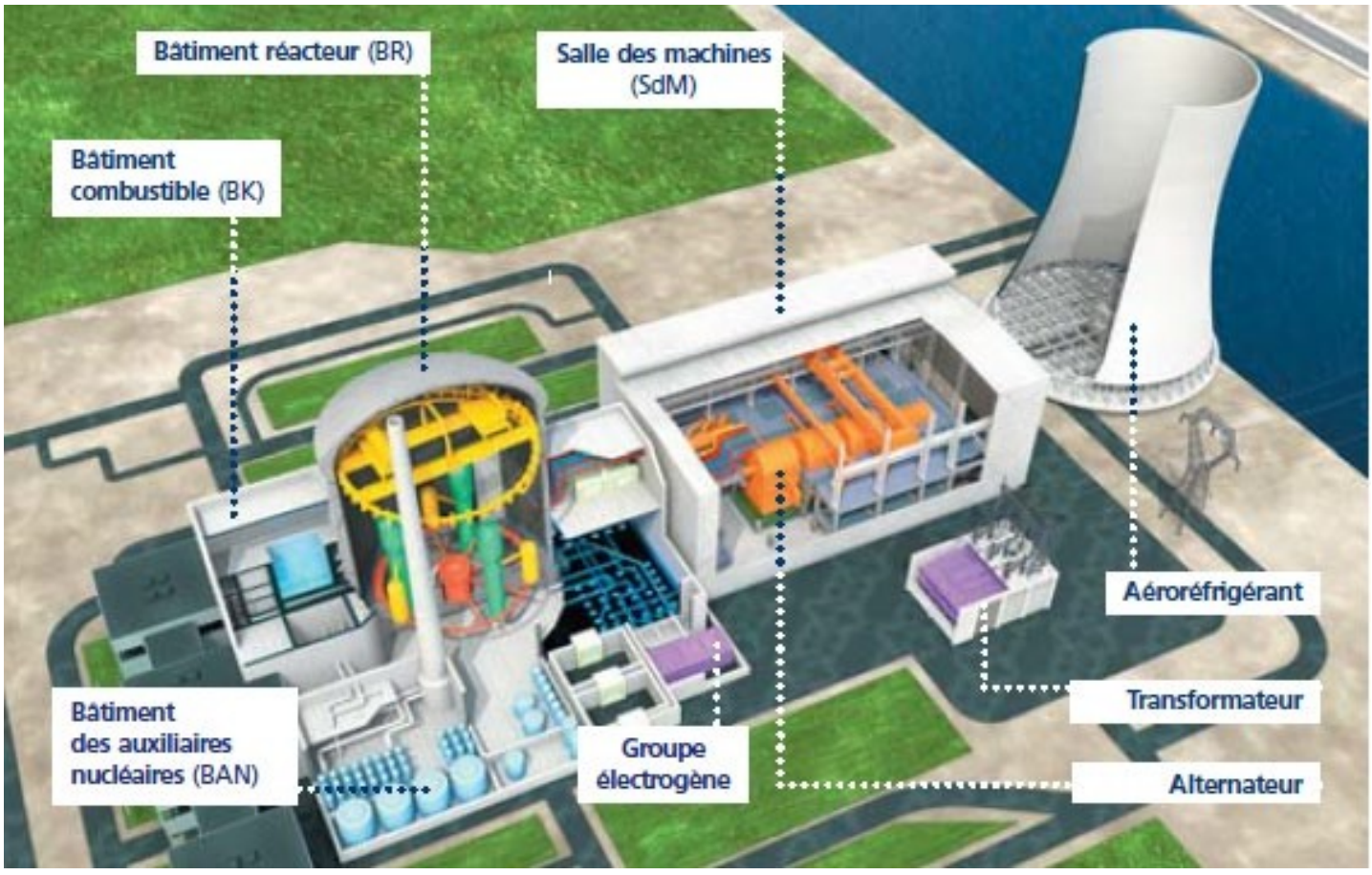


Abbildung 22. Anordnung der wichtigsten Gebäude eines Kernkraftwerks

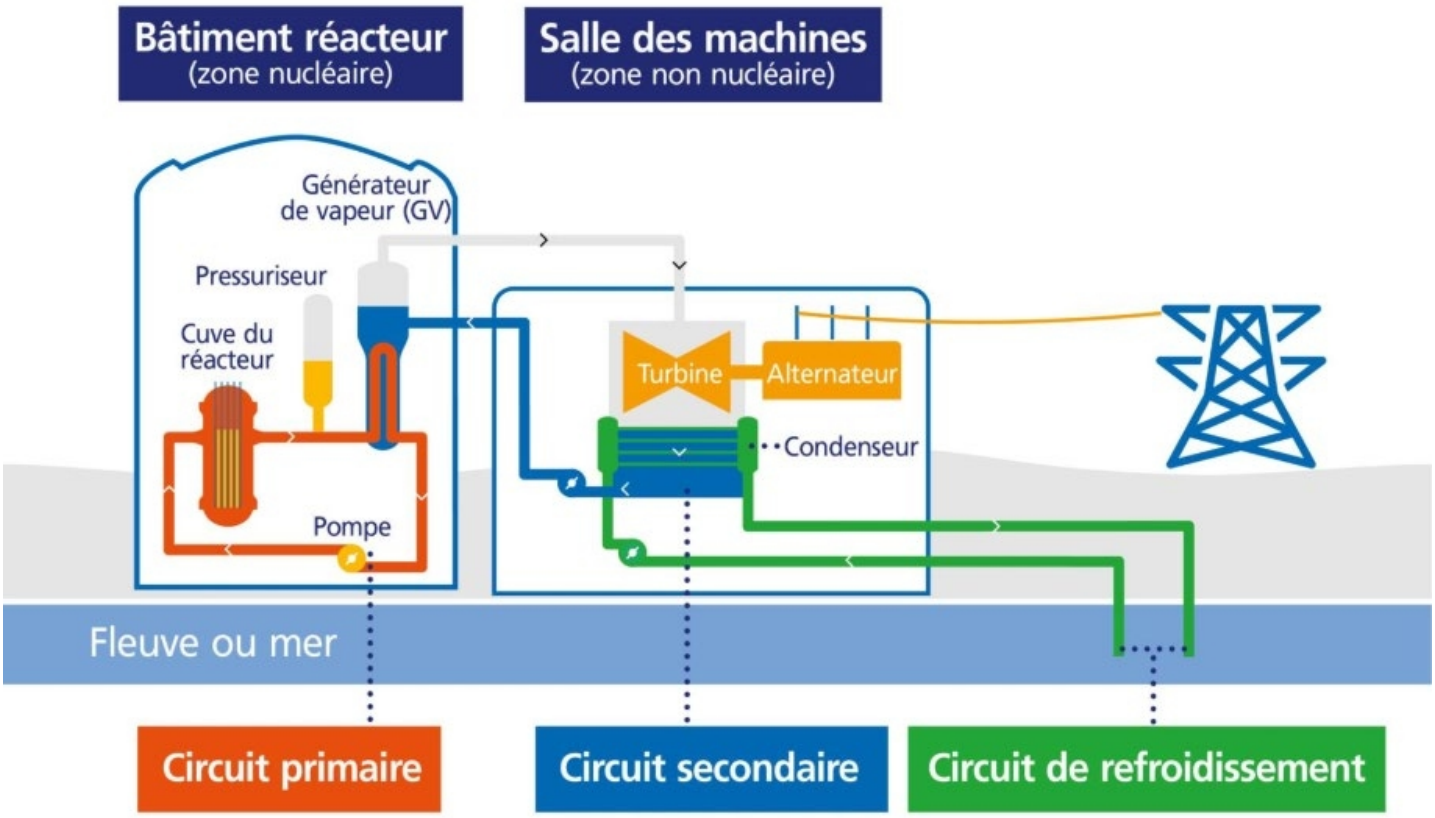


Abbildung 23. Funktionsprinzipien eines Kernkraftwerks ohne Luftkühlung

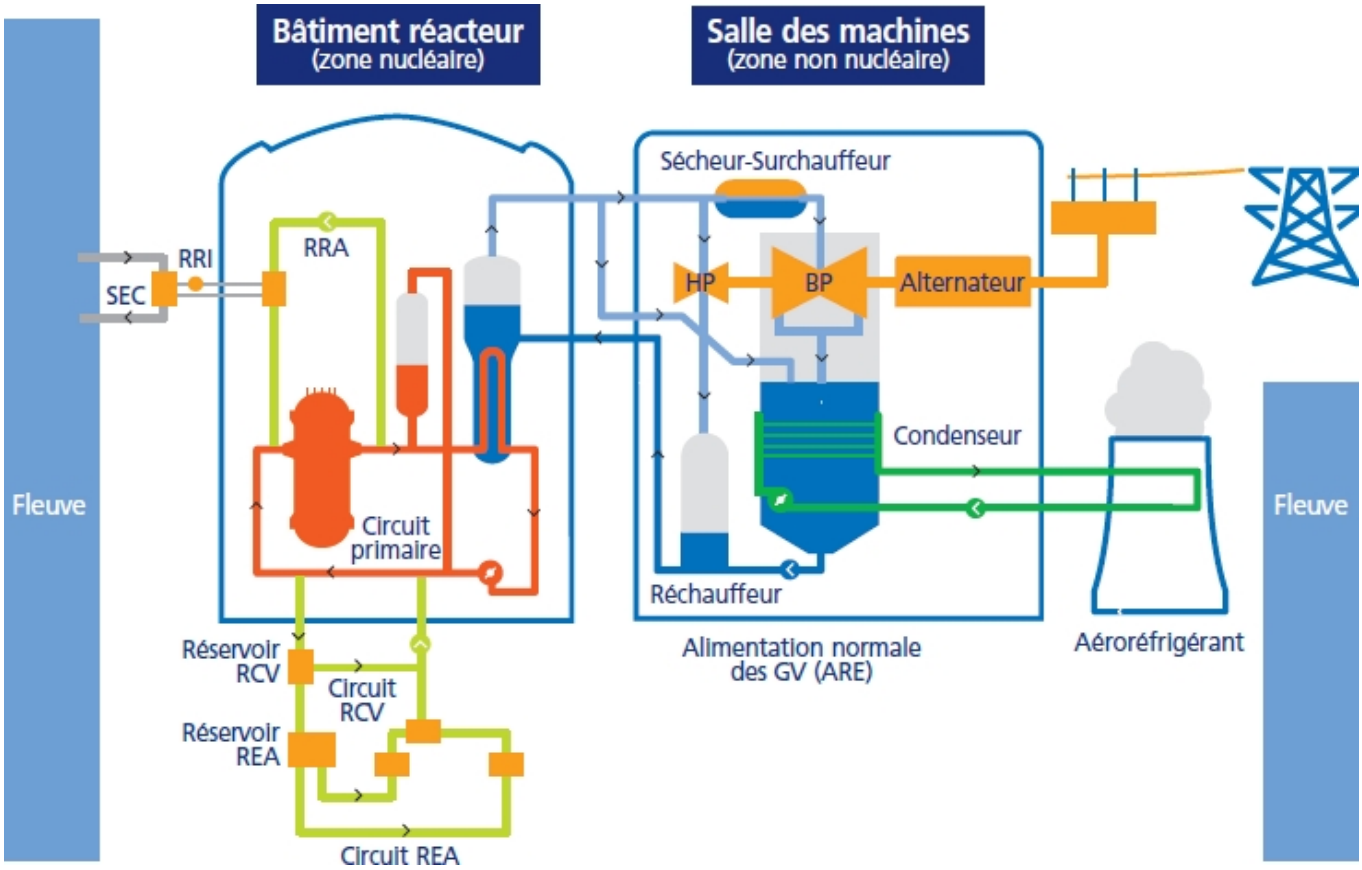


Abbildung 24. Schematische Darstellung eines Reaktors im Normalbetrieb: wichtigste Hilfskreisläufe

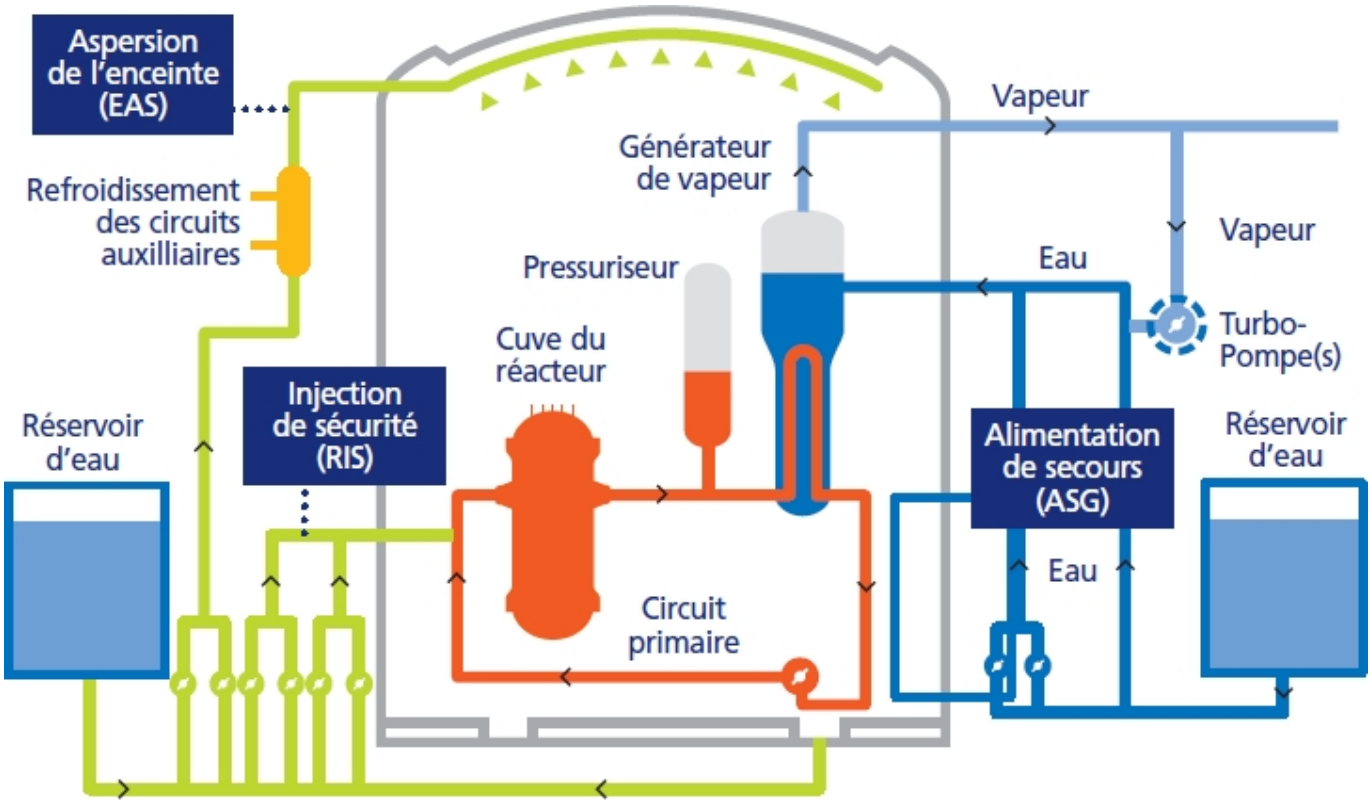


Abbildung 25. Schema der Sicherheitssysteme: die drei wichtigsten Kreisläufe (ASG, RIS, EAS)



DOCUMENT

2

RAPPORT COMPORTANT LES CONCLUSIONS DU RÉEXAMEN PÉRIODIQUE (RCR) DU RÉACTEUR N°4

Enquête publique concernant le rapport du du 4e réexamen périodique

CENTRALE NUCLÉAIRE DU BLAYAIS - RÉACTEUR N°4

INHALTSVERZEICHNIS

EINLEITUNG ____ **3**

TEIL I – RISIKEN ____ **12**

KAPITEL 1: KONFORMITÄT ____ **14**

ABSCHNITT 0: BEHEBUNG VON ABWEICHUNGEN MIT AUSWIRKUNGEN AUF DIE SICHERHEIT 16
ABSCHNITT 1: KONFORMITÄTSPRÜFUNG 21
ABSCHNITT 2: PROGRAMM FÜR ERGÄNZENDE UNTERSUCHUNGEN (PIC) 35
ABSCHNITT 3: BEHANDLUNG VON SICHERHEITSBEDEUTENDEN EREIGNISSEN (ESS) DER STUFE 1 ODER HÖHER AUF DER INES-SKALA SOWIE VON UMWELTBEDEUTENDEN EREIGNISSEN (ESE) IM ZUSAMMENHANG MIT DER FLÜSSIGKEITS-EINDÄMMUNG 39
ABSCHNITT 4: ÜBERPRÜFUNG DER KONFORMITÄT DER SYSTEME 45

KAPITEL 2: NEUBEWERTUNG ____ **58**

ABSCHNITT 1: UNFÄLLE OHNE HERZVERSCHLUSS 60
ABSCHNITT 2: TÄTIGKEITEN 90
ABSCHNITT 3: BRENNBARES SCHWIMMBAD 170
ABSCHNITT 4: UNFÄLLE MIT KERNSCHMELZE 184
ABSCHNITT 5: KONVENTIONELLE RISIKEN 203
ABSCHNITT 6: QUERSCHNITTSSTUDIEN 209
ABSCHNITT 7: BEITRAG DER KERNGRUPPE ZU DEN ZIELEN DER ÜBERPRÜFUNG 221

TEIL II – NACHTEILE ____ **250**

KAPITEL 1: KONFORMITÄT ____ **252**

KAPITEL 2: NEUBEWERTUNG ____ **305**

TEIL III – WEITERBETRIEB NACH 40 JAHREN ____ **326**

ABSCHNITT 1: BEWÄLTIGUNG VON ALTERUNG UND VERALTUNG 327
ABSCHNITT 2: KONTROLLE DER QUALIFIZIERUNG DER MQCA 343

SCHLUSSFOLGERUNG ____ **356**

ANHANG ____ **359**

GLOSSAR ____ **377**

EINLEITUNG

Die vierte zehnjährige Inspektion des Blocks 4 des Kernkraftwerks Blayais (CNPE) fand vom 04.04.2025 (Trennung vom Stromnetz) bis zum 22.10.2025 (Wiederanschluss an das Stromnetz) statt. Die Reaktorauflösung erfolgte am 10.10.2025.

Im Rahmen der vierten periodischen Überprüfung der Blöcke der Baureihe CPY (900 MWe) stellt das vorliegende Dokument den Abschlussbericht zur Überprüfung von Block 4 des Kernkraftwerks Blayais dar. Es enthält die Schlussfolgerungen der Überprüfung im Hinblick auf die damit verbundenen Ziele sowie eine Zusammenfassung der angewandten Methoden und der wichtigsten Ergebnisse für jedes behandelte Thema. Die darin behandelten Themen werden zunächst allgemein für alle Reaktoren der Baureihe CPY dargestellt und anschließend auf Block 4 des Kernkraftwerks Blayais heruntergebrochen, um die Besonderheiten dieses Blocks im Hinblick auf das untersuchte Thema hervorzuheben und eine Bilanz der Umsetzung der für dieses Thema vorgesehenen Änderungen zu ziehen.

Somit ist jedes Thema der Überprüfung im Abschlussbericht der Überprüfung wie folgt gegliedert:

- Allgemeiner Teil zur Baureihe
- **Blockspezifischer Teil**
    - Besonderheiten des Blocks: Dieser Teil stellt die lokale Umsetzung der Untersuchungen dar, insbesondere wenn der Block im Vergleich zum „Palier"-Zustand Besonderheiten aufweist.
    - Bilanz zum Zustand des Blocks: Bilanz zur Umsetzung der geplanten Änderungen oder Darstellung der Ergebnisse der durchgeführten Kontrollen.

Dieses Dokument deckt alle in Artikel L.593-1 des Umweltgesetzbuchs definierten geschützten Interessen ab.

0 HINTERGRUND

Artikel L.591-1 des Umweltgesetzbuchs definiert die nukleare Sicherheit als *„die Gesamtheit der technischen Vorkehrungen und organisatorischen Maßnahmen in Bezug auf die Auslegung, den Bau, den Betrieb, die Stilllegung und den Rückbau von kerntechnischen Anlagen sowie den Transport radioaktiver Stoffe, die getroffen werden, um Unfälle zu verhindern oder deren Auswirkungen zu begrenzen".*

Die Artikel L.593-18 und L.593-19 des Umweltgesetzbuchs befassen sich mit den regelmäßigen Überprüfungen:

Artikel L.593-18: „Der Betreiber einer Kernanlage führt regelmäßig eine Überprüfung seiner Anlage unter Berücksichtigung der international bewährten Verfahren durch."

Diese Überprüfung soll es ermöglichen, den Zustand der Anlage im Hinblick auf die für sie geltenden Vorschriften zu beurteilen und die Bewertung der Risiken oder Nachteile, die die Anlage für die in Artikel L. 593-1 genannten Interessen darstellt, zu aktualisieren, wobei insbesondere der Zustand der Anlage, die im Laufe des Betriebs gewonnenen Erfahrungen, des Wissensstands, einschließlich der Erkenntnisse zum Klimawandel und seinen Auswirkungen, sowie der für ähnliche Anlagen geltenden Vorschriften. Diese Risikobewertung berücksichtigt die Auswirkungen des Klimawandels auf die im Rahmen dieser Bewertung zu berücksichtigenden äußeren Einflüsse.

Diese Überprüfungen finden alle zehn Jahre statt. Die Genehmigungsverordnung kann jedoch einen anderen Turnus festlegen, wenn die Besonderheiten der Anlage dies rechtfertigen. Für Anlagen, die unter die Richtlinie 2009/71/Euratom des Rates vom 25. Juni 2009 zur Schaffung eines Gemeinschaftsrahmens für die nukleare Sicherheit kerntechnischer Anlagen fallen, darf die Häufigkeit der regelmäßigen Überprüfungen nicht seltener als einmal alle zehn Jahre sein.

Gegebenenfalls kann der Betreiber in Form eines gesonderten Berichts diejenigen Angaben vorlegen, deren Offenlegung seiner Ansicht nach eines der in Artikel L. 124-4 genannten Interessen beeinträchtigen würde. Unter diesem Vorbehalt ist der Bericht über die regelmäßige Überprüfung gemäß den Artikeln L. 125-10 und L. 125-11 jeder Person zugänglich zu machen."

Artikel L593-19: „Der Betreiber übermittelt der Behörde für nukleare Sicherheit und dem für die nukleare Sicherheit zuständigen Minister einen Bericht, der die Schlussfolgerungen der in Artikel L. 593-18 vorgesehenen Überprüfung sowie gegebenenfalls die Maßnahmen enthält, die er zu ergreifen beabsichtigt, um die festgestellten Mängel zu beheben oder den Schutz der in Artikel L. 593-1 genannten Interessen zu verbessern.

Bei Überprüfungen, die nach dem fünfunddreißigsten Betriebsjahr eines Kernkraftwerks durchgeführt werden, ist der in Absatz 1 dieses Artikels genannte Bericht Gegenstand einer öffentlichen Anhörung.

Die Behörde für nukleare Sicherheit wertet den in demselben ersten Absatz genannten Bericht aus. Im Anschluss an diese Auswertung kann sie dem Betreiber neue Auflagen gemäß Artikel L. 593-10 auferlegen. Bei den in Absatz 2 dieses Artikels genannten Überprüfungen berücksichtigt die Behörde für nukleare Sicherheit die Ergebnisse der öffentlichen Anhörung bei ihrer Prüfung des Berichts des Betreibers und bei den von ihr erlassenen Auflagen. Bei denselben Überprüfungen fünf Jahre nach Vorlage des in Absatz 1 dieses Artikels genannten Berichts legt der Betreiber der Behörde für nukleare Sicherheit einen Zwischenbericht vor, der über die Umsetzung der in Artikel L. 593-10 genannten Auflagen berichtet, die anlässlich der Überprüfung erlassen wurden; auf dieser Grundlage kann die Behörde für nukleare Sicherheit diese Auflagen ergänzen.

Die Behörde für nukleare Sicherheit übermittelt ihre Auswertung des Berichts und ihre Auflagen dem für die nukleare Sicherheit zuständigen Minister. Mit Ausnahme von Informationen, die die in Artikel L. 124-4 Absatz I genannten Interessen beeinträchtigen könnten, werden diese Auswertung und diese Auflagen veröffentlicht.

Die vom Betreiber geplanten Maßnahmen unterliegen je nach ihrer Bedeutung Genehmigungen im Falle wesentlicher Änderungen unter den in Artikel L. 593-14 *Abschnitt II vorgesehenen Bedingungen oder Meldungen bzw. Genehmigungen im Falle nennenswerter Änderungen unter den in* Artikel L. 593-15 *vorgesehenen Bedingungen.*"

1 GRUNDSÄTZE DER REGELMÄSSIGEN ÜBERPRÜFUNG

Gemäß Artikel L. 593-18 des Umweltgesetzbuchs führt EDF **alle zehn Jahre** regelmäßige Überprüfungen seiner Reaktoren durch, um *„den Zustand der Anlage im Hinblick auf die für sie geltenden Vorschriften zu bewerten und die Einschätzung der Risiken oder Nachteile, die die Anlage für die in Artikel L. 593-1 genannten Interessen darstellt, zu aktualisieren, wobei insbesondere der Zustand der Anlage, die im Laufe des Betriebs gewonnenen Erfahrungen, der Wissensstand – einschließlich der Erkenntnisse zum Klimawandel und seinen Auswirkungen – sowie die für ähnliche Anlagen geltenden Vorschriften zu berücksichtigen sind. Diese Risikobewertung berücksichtigt die Auswirkungen des Klimawandels auf die im Rahmen dieser Bewertung zu berücksichtigenden äußeren Einflüsse*."

Das Verfahren der regelmäßigen Überprüfung stützt sich somit auf die Berücksichtigung:

- der Erkenntnisse aus nationalen und internationalen Erfahrungsberichten,
- der Ergebnisse von Forschungs- und Entwicklungsstudien (F&E) sowie der Fortschritte, die durch verbesserte Erkenntnisse und Technologien ermöglicht werden,
- der Anpassungen und Weiterentwicklungen, die erforderlich sind, um ehrgeizigere Ziele zu erreichen, die auf eine verstärkte Beherrschung der **Risiken** und **Nachteile** abzielen.

Risiken entstehen durch den störungsbedingten oder unfallbedingten Betrieb der Anlagen und können zu radiologischen Folgen (Freisetzung radioaktiver Stoffe) oder zu nicht-radiologischen Folgen (thermische Auswirkungen, toxische Auswirkungen, Überdruckeffekte…) führen. Nachteile entstehen durch den normalen Betrieb oder den Betrieb im Notbetrieb der Anlagen (Wasserentnahmen und Einleitungen, Lärm, Erschütterungen…).

Dieser Ansatz wird in einer Weise umgesetzt, die den Anforderungen der nuklearen Sicherheit und des Umweltschutzes angemessen ist und wirtschaftlich vertretbare Bedingungen berücksichtigt.

Die regelmäßige Überprüfung befasst sich daher sowohl mit den Risiken als auch mit den Nachteilen, wobei jeder dieser beiden Bereiche in zwei Teile gegliedert ist:

- **Überprüfung der Konformität** der Anlagen mit den zu Beginn der Überprüfung geltenden Vorschriften hinsichtlich der Risiken und **Bewertung der Situation** der Anlagen im Hinblick auf die für sie geltenden Vorschriften hinsichtlich der Nachteile.
- **Neubewertung** mit dem Ziel, den Schutz der in Artikel L.593-1 des Umweltgesetzbuchs genannten Interessen so weit wie vernünftigerweise möglich zu verbessern.

Die vierte regelmäßige Überprüfung umfasst einen dritten Teil zum Thema *„Weiterbetrieb nach 40* Jahren", der die Beherrschung der Alterung der Ausrüstung und die Aufrechterhaltung der Eignung der Ausrüstung unter Unfallbedingungen abdeckt.

Die Überprüfung umfasst eine „generische" Phase, die allen Blöcken derselben Reaktorgeneration (CPY) gemeinsam ist. Diese Phase nutzt den standardisierten Charakter der Reaktoren derselben Generation. Die im Rahmen der „generischen" Phase durchgeführten Studien gelten daher für alle Reaktoren dieser Generation.

Im Hinblick auf die Risiken und den weiteren Betrieb nach 40 Jahren begann der Prozess der regelmäßigen Überprüfung mit einer Orientierungsphase, deren Ziel es war, die verschiedenen zu behandelnden Themen festzulegen. Für die 4. periodische Überprüfung der 900-MWe-Generatorstufe (4. RP 900) hat EDF der ASN am 13. Februar 2014 ein Leitliniendossier zur Überprüfung (DOR) vorgelegt, in dem das Arbeitsprogramm beschrieben wird. Auf dieser Grundlage prüfte die von der ASN beauftragte Ständige Expertengruppe für Reaktoren den Inhalt des von EDF vorgeschlagenen Programms hinsichtlich des Risikobereichs in den Sitzungen vom 1. und 2. April 2015, die den „Leitlinien für die Sicherheitsüberprüfung im Zusammenhang mit den vierten zehnjährigen Inspektionen der Reaktoren der 900-MWe-Klasse " („GPO" im weiteren Verlauf des Dokuments) gewidmet waren. Die Leitlinien für die Überprüfung wurden ebenfalls von der Ständigen Expertengruppe für nukleare Druckbehälter (GP ESPN) geprüft, die von der ASN beauftragt worden war und am 10. Juni 2015 tagte. Im Rahmen dieser Ständigen Gruppen hat sich EDF verpflichtet, durch konkrete Maßnahmen

, sein Arbeitsprogramm zu ergänzen. Auf der Grundlage dieser Maßnahmen und des Austauschs im Rahmen dieser Ständigen Gruppen formulierte die ASN am 20. April 2016 nach einer öffentlichen Anhörung ergänzende Anforderungen.

In der Folge wurden mehrere Themenbereiche untersucht, von denen einige Anlass zu Ständigen Arbeitsgruppen zu spezifischen Themen gaben: Bewältigung von Alterung und Veralterung, mechanische Festigkeit der Reaktorbehälter, behördliche Referenzunterlagen für kerntechnische Druckbehälter, Alterung und Betriebsfähigkeit der gegossenen Bogenstücke des Hauptprimärkreislaufs, probabilistische Sicherheitsanalysen, Studien zu Unfällen ohne Kernschmelze, Studien zu Unfällen mit Kernschmelze und Korrosionsangriffen.

Am 12. und 13. November 2020 wurde die Bilanz der generischen Phase der vierten periodischen Überprüfung der Reaktoren der 900-MWe-Klasse von der Ständigen Reaktorgruppe geprüft.

Nach einer öffentlichen Anhörung erließ die Behörde für nukleare Sicherheit (ASN) im Februar 2021 die für die Reaktoren der Baureihe 900 MWe geltenden Auflagen unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase ihrer vierten Überprüfung (Entscheidung Nr. 2021-DC-0706), um den weiteren Betrieb dieser Reaktoren zu regeln.

Der Abschlussbericht der Überprüfung stellt daher im Abschnitt „Risiken“ die Schlussfolgerungen der vierten periodischen Überprüfung dar, insbesondere die Umsetzung der von EDF im Anschluss an die Sitzungen der Ständigen Gruppen zur Festlegung des Rahmens der Überprüfung beschlossenen Maßnahmen, die wichtigsten Erkenntnisse aus allen im Rahmen der generischen Phase dieser Überprüfung durchgeführten Untersuchungen sowie die generischen Vorschriften.

Insbesondere verlangt die Vorschrift [GEN], dass *„der Betreiber vor der Vorlage des Abschlussberichts der Überprüfung sicherstellt, dass der Wissensstand, auf dem die generische Phase der periodischen Überprüfung basiert, angesichts der Entwicklungen im Wissensstand und der gewonnenen Erfahrungen weiterhin relevant ist. Andernfalls legt der Betreiber in diesem Bericht die Maßnahmen dar, die er ergriffen hat oder plant, um diesen Entwicklungen Rechnung zu tragen“.* Der Abschlussbericht der Überprüfung (RCR) eines Vorlaufreaktors (TTS), Tricastin 1 für die CPY-Stufe, bildet die Referenz zum Abschluss der generischen Phase des 4. RP 900: Die generischen Teile dieses RCR berücksichtigen die im Rahmen der Überprüfung berücksichtigten neuen Erkenntnisse und Erfahrungen. Anschließend werden im Rahmen der Erstellung der RCR für die nachfolgenden Reaktoren die generischen Teile so weit wie erforderlich aktualisiert, um wesentliche neue Erkenntnisse und Erfahrungen zu berücksichtigen. Diese aktualisierten generischen Teile werden in die spezifischen Teile übernommen. Diese Aktualisierung des Inhalts der RCR für die nach dem TTS folgenden Blöcke entspricht der Vorschrift [GEN].

Der vorliegende Bericht befasst sich auch mit den Nachteilen im Sinne von Artikel 4.1 Absatz I des geänderten Erlasses vom 7. Februar 2012 zur Festlegung der allgemeinen Vorschriften für Kernkraftwerke: „ Zu den Nachteilen [...] zählen zum einen die Auswirkungen der Anlage auf Gesundheit und Umwelt aufgrund von Wasserentnahmen und Einleitungen sowie zum anderen die Belästigungen, die sie verursachen kann, insbesondere durch die Verbreitung pathogener Mikroorganismen, Lärm und Erschütterungen, Gerüche oder Staubaufwirbelungen. “. Er umfasst den Normalbetrieb und den Betrieb im Notbetrieb der Anlagen, wie sie in Artikel 1.3 des geänderten Erlasses vom 7. Februar 2012 zur Festlegung der allgemeinen Vorschriften für Kernkraftwerke definiert sind, im Einklang mit dem Umfang der Umweltverträglichkeitsprüfung. Die Abfallentsorgung wird von EDF ebenfalls dem Bereich der Nachteile zugeordnet, da sie mit dem Normalbetrieb der Anlagen zusammenhängt.

In Anwendung der Artikel 1.3.1, 3.3.6 und 4.4.5 des Beschlusses Nr. 2013-DC-0360 der Behörde für nukleare Sicherheit (ASN) vom 16. Juli 2013, betreffend die Begrenzung von Belästigungen und Auswirkungen auf Gesundheit und Umwelt durch Kernkraftwerke, genehmigt durch den Erlass vom 9. August 2013, geändert durch den Beschluss Nr. 2016-DC-0569 der ASN vom 29. September 2016, genehmigt durch den Erlass vom 5. Dezember 2016, können die folgenden Analysen für mehrere Anlagen am selben Standort gemeinsam durchgeführt werden, und ihre Ergebnisse können im RCR der Referenzanlage des Standorts dargestellt werden:

- eine Analyse der Wirksamkeit der Maßnahmen zur Vermeidung und Minderung der von der Kernanlage verursachten Auswirkungen und Belastungen im Hinblick auf die Effizienz der besten verfügbaren Techniken,
- eine Analyse des chemischen und radiologischen Zustands der Umwelt in Bezug auf die Anlage und ihre Umgebung, die der Aktivität und den Herausforderungen angemessen ist,
- eine Messung der Lärmemissionswerte der Anlage.

  Für das Kernkraftwerk Blayais (CNPE) ist Block 1 (INB Nr. 86) die Referenzanlage.

2 VON EDF FÜR DIE VIERTE REGELMÄSSIGE ÜBERPRÜFUNG DES TYP 900 MWE FESTGELEGTE ZIELE

Im Rahmen der Verbesserung des Schutzes der Interessen, von denen der Kernkraftwerkspark seit seiner Inbetriebnahme profitiert, hat EDF als allgemeine Leitlinie für die nukleare Sicherheit der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Baureihe (4. RP 900) festgelegt, die für Reaktoren der 3. Generation festgelegten Sicherheitsziele anzustreben, wobei der EPR in Flamanville 3 als Referenzreaktor von EDF dient.

2.1 ZIELE

Der Prozess zur Verbesserung des Schutzes der Interessen mit seiner allgemeinen Ausrichtung „*nukleare Sicherheit*“ schlägt sich in folgenden Zielen nieder:

2.1.1 Ziele des Risikobereichs der 4. RP 900:

a. Überprüfung der Konformität der Anlagen mit den für sie geltenden Vorschriften

Die ursprüngliche Auslegung der Reaktoren erfolgte auf der Grundlage eines vorsichtigen Ansatzes mit erheblichen Sicherheitsmargen. Während des gesamten Betriebs seiner Reaktoren hat sich EDF als Gesamtplaner organisiert, um die Sicherheitsgrundlagen der ursprünglichen Auslegung zu wahren und Entscheidungen über Weiterentwicklungen an den Anlagen und deren Betrieb zu treffen, nachdem die Auswirkungen dieser Änderungen auf die Sicherheit erfasst und berücksichtigt wurden.

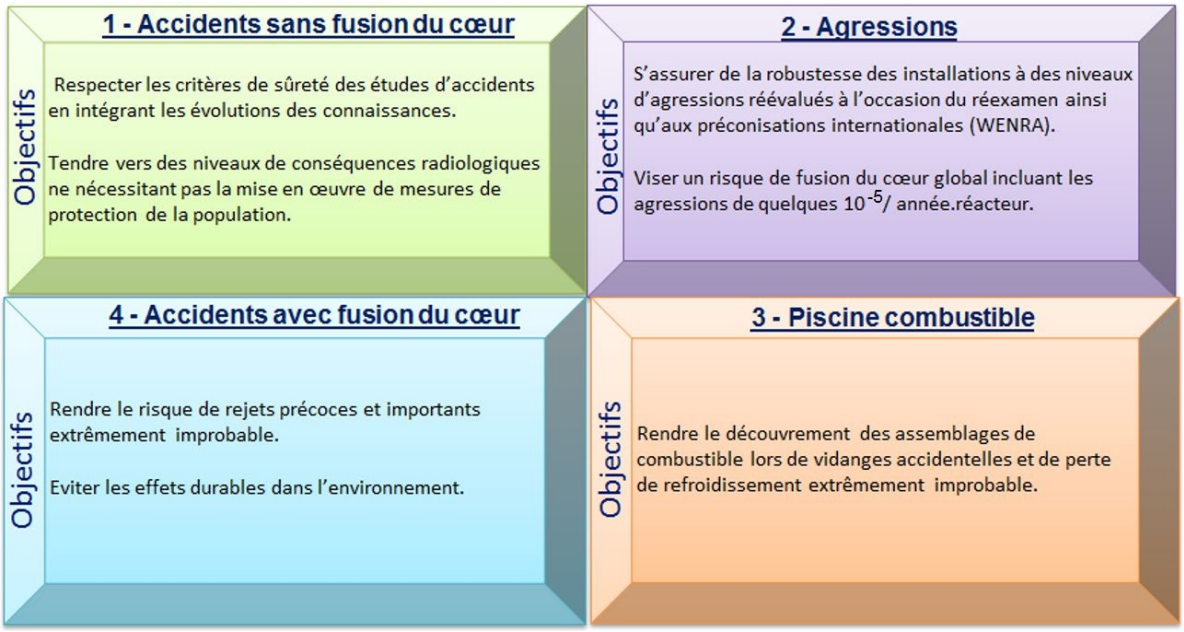
Über den kontinuierlichen Prozess der Bearbeitung von Abweichungen hinaus, die während des Betriebs der Anlage festgestellt werden, setzt EDF im Rahmen der regelmäßigen Überprüfungen umfangreiche Mittel zur Überprüfung der Konformität der Anlagen ein, mit dem Ziel, die Übereinstimmung der Blöcke mit den geltenden Anforderungen zu gewährleisten.

Das im Rahmen des 4. RP 900 umgesetzte Verfahren zur Überprüfung der Konformität der Anlagen basiert auf:

- der Beseitigung von Abweichungen, die Auswirkungen auf die Sicherheit haben, als Reaktion auf die von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassene Vorschrift [CONF-A],
- der Prüfung der Konformität der Blöcke mit den Anforderungen des 3. RP 900, das die bestehenden Betriebs- und Instandhaltungsvorschriften (regelmäßige Prüfungen, Instandhaltungsprogramme) durch die Durchführung von *Vor-Ort*- und/oder Dokumentenprüfungen ergänzt,
- das PIC (Programm für ergänzende Untersuchungen), dessen Ziel es ist, die Annahmen über das Fehlen von Verschleißerscheinungen im Betrieb in Bereichen, die nicht von den Wartungsprogrammen abgedeckt sind, zu untermauern,
- die Bearbeitung von sicherheitsrelevanten Ereignissen der Stufe 1 oder höher auf der INES-Skala sowie von umweltrelevanten Ereignissen im Zusammenhang mit der Flüssigkeitseindämmung,
- ein Programm zur Überprüfung der Konformität von Systemen, die zum Schutz der Interessen vor Risiken beitragen (Systeme, die EIPS umfassen).

b. Konkretisierung der Ziele der Sicherheitsneubewertung

Diese Ziele werden wie folgt konkretisiert:



Nach dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima-Daiichi am 11. März 2011 tragen die von EDF als Reaktion auf die von der ASN nach diesem Unfall erlassenen Vorschriften umgesetzten sogenannten *„Noyau* Dur"-Maßnahmen dazu bei, die Ziele des 4. RP 900 zu erfüllen (vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7).

Ergänzend dazu umfasst die Überprüfung zur Abdeckung der nicht-radiologischen Risiken im Zusammenhang mit einem Unfall auch die Bewertung der Folgen dieser Risiken und die Begründung ihrer Akzeptanz.

2.1.2 Ziele des Teils „Nachteile" des 4. RP 900:

Der erste Teil der regelmäßigen Überprüfung der Nachteile ermöglicht es, *„die Situation der Anlage im Hinblick auf die für sie geltenden Vorschriften zu bewerten*". Diese Bewertung stützt sich auf die Organisation des Kernkraftwerks zur Bewältigung der Nachteile, die die Anlage für die geschützten Interessen mit sich bringt, sowie zur Gewährleistung der Einhaltung der geltenden Vorschriften, und auf die Bilanz der gewonnenen Erfahrungen.

Der zweite Teil der regelmäßigen Überprüfung der Beeinträchtigungen zielt darauf ab, *„die Bewertung der […] Beeinträchtigungen, die die Anlage für die in Artikel L. 593-1 genannten Interessen darstellt*, *zu* aktualisieren", und stützt sich auf folgende Elemente:

- die Analyse der Wirksamkeit der Maßnahmen zur Vermeidung und Verringerung der von der Kernkraftanlage verursachten Auswirkungen und Belastungen im Hinblick auf die Effizienz der besten verfügbaren Techniken;
- die Analyse des chemischen und radiologischen Zustands der Umwelt in der Umgebung des Standorts sowie auf dem Gelände des Kernkraftwerks (Bodenzustand);
- die Elemente, die eine Überprüfung der Einleitungsgrenzwerte für die in der Tabelle im Anhang zu Artikel R. 211-11-1 des Umweltgesetzbuchs genannten Stoffe ermöglichen;
- die Bilanz der durchgeführten Studien, den Stand der noch durchzuführenden Studien und den voraussichtlichen Zeitplan für die Wiederaufbereitung der Abfälle;
- die Unterlagen, die eine Überprüfung der Auflagen im Zusammenhang mit der ständigen Überwachung der Radioaktivität oder der Verdopplung der Messketten ermöglichen;
- die Messung der Lärmemissionen des Standorts.

2.1.3 Ziele des Teils „Weiterbetrieb nach 40 Jahren“ des 4. RP 900:

Der 4. RP 900 sieht ein umfangreiches Arbeitsprogramm zum Thema Alterung der Anlagen im Rahmen der Weiterführung des Betriebs nach 40 Jahren vor. Der Ansatz basiert auf:

- der Bewältigung der Alterung, einschließlich der Festlegung und Umsetzung eines allgemeinen Konzepts, der Bestandsaufnahme der wichtigsten Erkenntnisse, des durchzuführenden Programms zum Erwerb neuer Erkenntnisse sowie der zu erstellenden Unterlagen und der daraus zu ziehenden Konsequenzen hinsichtlich der Alterung und des Umgangs mit der Veralterung;
- Die Aufrechterhaltung der Eignung der Anlagen unter Unfallbedingungen, einschließlich der Klärung der Frage der Verlängerung der Eignungsdauer über 40 Jahre hinaus.

2.1.4 Querschnittsanalyse:

Angesichts des umfangreichen Umfangs der im Rahmen des 4. RP 900 eingeführten Änderungen wird eine bereichsübergreifende Analyse der Wechselwirkungen zwischen den Änderungen durchgeführt, die folgende Bereiche betrifft:

- Personal: Es wird eine Analyse durchgeführt, um die sozio-organisatorischen und menschlichen Auswirkungen des 4. RP 900-Programms an den Standorten zu erfassen (SOH-Analyse);
- die Anlage: Es wird eine Analyse zur Vollständigkeit der Nachqualifizierungsprüfungen der Anlage nach der Integration der Änderungen durchgeführt.

2.2 VOM BETREIBER GETROFFENE MASSNAHMEN ZUR ERFÜLLUNG DER ZIELE DER NEUÜBERPRÜFUNG

Das Umweltgesetzbuch sieht vor, dass, wenn die regelmäßige Überprüfung nach dem 35. Betriebsjahr eines Reaktors durchgeführt wird, der Abschlussbericht der Überprüfung (RCR) Gegenstand einer öffentlichen Anhörung ist.

Die vom Betreiber in diesem RCR vorgesehenen Maßnahmen entsprechen der Gesamtheit der Antworten, die EDF auf die Ziele der Überprüfung gibt. Eine Maßnahme besteht aus den Studien und Änderungen, die zur Erfüllung eines Ziels beitragen. Sie umfasst ein kohärentes Ganzes verschiedener grundlegender Änderungen – sowohl wesentlicher als auch unwesentlicher, materieller, konzeptioneller oder organisatorischer Art –, die im Rahmen der Überprüfung vor und nach der Einreichung des RCR durchgeführt wurden.

Diese Maßnahmen werden insbesondere im Sicherheitsnachweis im Einklang mit dem Sicherheitsbericht (RDS) und den allgemeinen Betriebsvorschriften (RGE) des betreffenden Reaktors berücksichtigt.

Die Antworten von EDF auf die im Rahmen des 4. RP 900 festgelegten Ziele stützen sich auf eine Neuauflage aller aus dem 3. RP 900 stammenden Studien sowie auf die seit dem 3. RP 900 durchgeführten Änderungen.

Gemäß der Entscheidung ASN 2021-DC-0706 vom 23.02.2021 bezüglich der „Stellungnahme der ASN zur generischen Phase der vierten periodischen Überprüfung“, geändert durch die Entscheidung 2023-DC-0774 vom 19.12.2023, wird EDF bei den 900-MWe-Reaktoren alle mit der 4. periodischen Überprüfung 900 verbundenen Maßnahmen spätestens acht Jahre nach Erteilung der Betriebsgenehmigung (RCR) für die ersten Reaktoren der Baureihe und spätestens fünf oder sechs Jahre nach Erteilung der Betriebsgenehmigung für die übrigen Reaktoren umsetzen (fünf Jahre für den Reaktor Blayais 4, d. h. im April 2031).

Das Industrieprogramm von EDF gliedert sich in drei Phasen der Durchführung von Arbeiten an seinen Anlagen, unter Berücksichtigung des Umfangs der Arbeiten und der Auswirkungen auf die Mitarbeiter und die vor Ort an den Kernkraftwerksstandorten bestehenden Organisationen:

- Phase A umfasst die Umrüstungen, die vor (im laufenden Betrieb) oder während der Stillstände im Rahmen der „Visite Décennale“ durchgeführt werden, deren Dauer die Umsetzung der materiellen Umrüstungen mit umfangreichen Arbeiten sowie der damit verbundenen Änderungen der Betriebsvorschriften (RGE) ermöglicht;
- Phase B ermöglicht die Vervollständigung der Umsetzung der materiellen und konzeptionellen Änderungen. Die

Umsetzung dieser Änderungen ist spätestens 5 Jahre nach Vorlage des Abschlussberichts zur Überprüfung vorgesehen.

- Die Phase B „Ergänzungen“ ermöglicht die Umsetzung bestimmter Änderungen, die sich aus den Ergebnissen der Prüfung der vierten periodischen Überprüfung durch die Behörde für nukleare Sicherheit und Strahlenschutz ergeben und die aufgrund ihrer Art (wie beispielsweise die Notwendigkeit, neue Ausrüstung für sehr raue Umgebungsbedingungen zu qualifizieren) eine Vorbereitungszeit von etwa 5 Jahren erfordern. Die Umsetzung dieser Änderungen ist für die ersten Reaktoren spätestens 8 Jahre nach Vorlage des Berichts über die Ergebnisse der Überprüfung vorgesehen. Für die übrigen Reaktoren ist die Umsetzung dieser Änderungen spätestens 5 oder 6 Jahre nach Vorlage des Berichts über die Ergebnisse der Überprüfung vorgesehen (5 Jahre für Blayais 4, d. h. im April 2031).

Im weiteren Verlauf des Dokuments enthalten die Abschnitte „Bestandsaufnahme des Zustands des Blocks“ Informationen zur Umsetzung der im RCR genannten Änderungen. Ist die Änderung am Block noch nicht umgesetzt, wird der voraussichtliche Umsetzungstermin in Form der Phaseneinteilung („Phase B
“ oder Phase B „Ergänzungen“) oder in bestimmten Fällen als konkreter Termin angegeben. Dieser Zeitplan für die Umsetzung entspricht dem Stand zum Zeitpunkt der Veröffentlichung des vorliegenden Berichts; er kann sich jedoch ändern, falls sich die vorläufigen Zeitpläne für Stillstände zur Brennelementwechsel ändern, um die Sicherheit des französischen Stromnetzes zu gewährleisten, oder im Falle unvorhergesehener Ereignisse (unter Einhaltung der Fristen RCR + 5 Jahre / RCR + 6 Jahre / RCR + 8 Jahre, je nach Reaktor). Er beruht insbesondere auf der Fähigkeit von EDF, diese Änderungen unter Einhaltung höchster Sicherheitsstandards durchzuführen, dabei die bestmöglichen Sicherheitsbedingungen für das Einsatzpersonal während der Arbeiten zu gewährleisten und die Kapazitäten der Lieferanten zu berücksichtigen, alle Arbeiten kumulativ an allen INB der 900-MWe-Generation durchzuführen, die ihre vierte zehnjährige Überprüfung durchlaufen.

3 BERÜCKSICHTIGUNG DER LEHREN AUS DEM UNFALL VON FUKUSHIMA

Am 11. März 2011 ereignete sich im Osten Japans ein Erdbeben der Stärke 9. Dieses Erdbeben betraf das Kernkraftwerk Fukushima-Daiichi, das aus sechs Siedewasserreaktoren besteht und von der Tokyo Electric Power Company (TEPCO) betrieben wird. Der vierte Reaktor war abgeschaltet und entladen. Die Reaktoren wurden infolge des Erdbebens automatisch abgeschaltet.

Das Erdbeben führte zudem zu einem vollständigen Ausfall des Stromnetzes, woraufhin die Notstromaggregate und Notfallsysteme ansprangen. Etwa vierzig Minuten später wurde das Kraftwerk von einem durch das Erdbeben ausgelösten Tsunami getroffen. Die erste Welle (4 bis 5 Meter) wurde vom Deich aufgehalten, der einen Schutz bis zu einer Höhe von maximal 5,5 Metern bot. Anschließend überflutete eine zweite, wesentlich größere Welle (14 bis 15 Meter) den Deich und überschwemmte das Gelände, was zum vollständigen Ausfall der gesamten Stromversorgung vor Ort sowie zum Verlust der Steuerungs- und Kontrollsysteme und der Kühlquelle führte. Das Kraftwerk geriet daraufhin in einen Zustand des vollständigen Verlusts der Kühlquelle (H1) und der Stromversorgung (H3) des Standorts.

Da die Reaktorkerne der Blöcke 1 bis 3 nicht mehr gekühlt wurden, schmolz der Brennstoff im Reaktorbehälter und floss anschließend auf die Fundamentplatte. Der im Abklingbecken von Reaktor Nr. 4 gelagerte Brennstoff war nicht freigelegt und blieb unversehrt.

Es ist anzumerken, dass die Blöcke 5 und 6, die auf einer höher gelegenen Plattform errichtet wurden, in geringerem Maße betroffen waren und keine Kernschmelze erlitten.

Der Unfall führte zur Freisetzung von Radionukliden in die Atmosphäre. Die Evakuierung und In Sicherheitbringung der Bevölkerung betraf ein weitläufiges Gebiet rund um das Kraftwerk; es wurden Einschränkungen bei der Verteilung und dem Verzehr von Lebensmitteln sowie beim Trinkwasserverbrauch verhängt.

Die Einsätze vor Ort wurden durch die durch das Erdbeben und den Tsunami verursachten Schäden sowie durch die nach dem Unfall herrschenden radiologischen Bedingungen erschwert.

Vorgaben der ASN im Anschluss an den Unfall im Kernkraftwerk Fukushima-Daiichi

Nach dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima Daiichi im März 2011 führte EDF auf Ersuchen der ASN ergänzende Sicherheitsbewertungen (ECS) ihrer Kraftwerke durch, die die hohe Robustheit der Reaktoren dank einer von vornherein vorsichtigen Auslegung mit Sicherheitsmargen sowie einer regelmäßigen Neubewertung der nuklearen Sicherheit der Anlagen im Rahmen der periodischen Überprüfungen belegten.

Anschließend erließ die ASN für jede Anlage im Juni 2012 und dann im Januar 2014 zwei Sätze technischer Vorschriften (PT-ASN), in denen EDF die Einrichtung eines „*Noyau* Dur" aus materiellen und organisatorischen Maßnahmen, deren Ziel es ist, einen Unfall mit Brennstoffschmelze zu verhindern, um massive radioaktive Freisetzungen und dauerhafte Auswirkungen auf die Umwelt in „Noyau Dur"-Situationen zu begrenzen, die möglicherweise auf eine externe natürliche Einwirkung im Sinne von „Noyau Dur" zurückzuführen sind (vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7).

ASN-Vorgaben (PT-ASN) vom Juni 2012

Diese erste Reihe von PT-ASN schreibt EDF die Einrichtung eines *„Kernkerns aus materiellen und organisatorischen Maßnahmen* […]" vor. *Für diesen Kernkern richtet der Betreiber unabhängige und gegenüber den bestehenden Sicherheitskontrollsystemen diversifizierte Sicherheitskontrollsysteme ein, um Gemeinsamsrisiken zu begrenzen. Der Betreiber begründet gegebenenfalls den Rückgriff auf nicht diversifizierte oder bestehende Sicherheitskontrollsysteme*.

ASN-Vorgaben (PT-ASN) vom Januar 2014

Diese zweite Reihe von Vorschriften legt fest*, dass „zur Begrenzung massiver radioaktiver Freisetzungen in Kern-Hard-Szenarien der Kern-Hard-Szenario die Isolierung des Sicherheitsbehälters und die Verhinderung von Bypass-Situationen der dritten Barriere ermöglicht. Der „Noyau Dur" zielt darauf ab, die Integrität dieser Barriere zu bewahren, ohne die Entlüftungsvorrichtung des Sicherheitsbehälters zu öffnen", „die ‚Noyau Dur'-Maßnahmen berücksichtigen Fälle eines vollständigen Kernschmelzens und eines Durchbruchs des Reaktorbehälters".* Die Einrichtung des „Noyau Dur" gewährleistet, dass kein *„Klippeneffekt*" " bei Belastungsniveaus, die weit über die geltenden Sicherheitsstandards für EDF-Anlagen hinausgehen, was dem Ziel entspricht, den Betrieb der Blöcke fortzusetzen und dabei das Sicherheitsniveau der Reaktoren der 3. Generation (Typ EPR von Flamanville 3) im Bereich von Unfällen mit Kernschmelze anzustreben.

Industrieprogramm

Als Reaktion auf die PT-ASN von 2012 und anschließend von 2014 hat EDF ein Industrieprogramm entwickelt, das zwei Teile umfasst:

- Teil 1: Die Maßnahmen, die die Reaktion von EDF auf die Erkenntnisse nach dem Unfall von Fukushima darstellen, gemäß der Analyse in den ergänzenden Sicherheitsbewertungsberichten (RECS) und den ASN-Vorgaben von 2012, deren Umsetzung in zwei aufeinanderfolgenden und sich ergänzenden Phasen vorgesehen ist:
    - Eine erste kurzfristige *„reaktive*" Phase, die 2015 abgeschlossen wurde;
    - Eine zweite mittelfristige Phase *der „nachhaltigen Maßnahmen*" bis zum Zeithorizont *„10 Jahre nach dem Unfall von Fukushima*".
- Teil 2: Die Umsetzung eines „Noyau Dur", der den ASN-Vorgaben von 2014 entspricht und dazu beiträgt, die Ziele von EDF zu erreichen, sich an den Zielen der Reaktoren der 3. Generation (Typ EPR von Flamanville 3) zu orientieren, im Rahmen der Fortführung des Betriebs im Zusammenhang mit der 4. periodischen Überprüfung (RP) der 900-MWe-Reaktoren.

Für die 900-MWe-Reaktoren werden die Bestimmungen dieses Teils 2, der als „K*ern*" bezeichnet wird, von EDF parallel zur 4. periodischen Überprüfung (RP) der 900-MWe-Reaktoren umgesetzt und sind Bestandteil des vorliegenden Berichts, da sie zur Erreichung der Ziele der Überprüfung beitragen.

TEIL I – RISIKEN

INHALTSVERZEICHNIS VON TEIL I

KAPITEL 1: KONFORMITÄT

ABSCHNITT 0: BEHEBUNG VON ABWEICHUNGEN MIT AUSWIRKUNGEN AUF DIE SICHERHEIT ABSCHNITT 1: KONFORMITÄTSPRÜFUNG

ABSCHNITT 2: PROGRAMM FÜR ERGÄNZENDE UNTERSUCHUNGEN (PIC)

ABSCHNITT 3: BEHANDLUNG VON SICHERHEITSBEDEUTENDEN EREIGNISSEN (ESS) DER STUFE 1 ODER HÖHER AUF DER INES-SKALA SOWIE VON UMWELTBEDEUTENDEN EREIGNISSEN (ESE) IM ZUSAMMENHANG MIT DER FLÜSSIGKEITS-EINDÄMMUNG

ABSCHNITT 4: ÜBERPRÜFUNG DER KONFORMITÄT DER SYSTEME

KAPITEL 2: NEUBEWERTUNG

ABSCHNITT 1: UNFÄLLE OHNE KERNSCHMELZE ABSCHNITT 2: ANGRIFFE

ABSCHNITT 3: BRENNSTOFFBECKEN

ABSCHNITT 4: UNFÄLLE MIT KERNSCHMELZE

ABSCHNITT 5: KONVENTIONELLE RISIKEN ABSCHNITT 6: QUERSCHNITTSSTUDIEN

ABSCHNITT 7: BEITRAG DES „HARD CORE“ ZU DEN ZIELEN DER NEUBEWERTUNG

KAPITEL 1: KONFORMITÄT

INHALTSVERZEICHNIS VON KAPITEL 1

ABSCHNITT 0: BEHEBUNG VON ABWEICHUNGEN MIT AUSWIRKUNGEN AUF DIE SICHERHEIT ABSCHNITT 1: KONFORMITÄTSPRÜFUNG

ABSCHNITT 2: PROGRAMM FÜR ERGÄNZENDE UNTERSUCHUNGEN (PIC)

ABSCHNITT 3: BEHANDLUNG VON SICHERHEITSBEDEUTENDEN EREIGNISSEN (ESS) DER STUFE 1 ODER HÖHER AUF DER INES-SKALA SOWIE VON UMWELTBEDEUTENDEN EREIGNISSEN (ESE) IM ZUSAMMENHANG MIT DER FLÜSSIGKEITS-EINDÄMMUNG

ABSCHNITT 4: ÜBERPRÜFUNG DER KONFORMITÄT DER SYSTEME

ABSCHNITT 0: BEHEBUNG VON ABWEICHUNGEN MIT AUSWIRKUNGEN AUF DIE SICHERHEIT

0. BEHEBUNG VON ABWEICHUNGEN MIT AUSWIRKUNGEN AUF DIE SICHERHEIT _____18
0.1. ZIEL.....18
0.2. ANTWORT 18
0.3. FAZIT 20

0. ABBAU DER SICHERHEITSBEEINTRÄCHTIGENDEN ABWEICHUNGEN

0.1. ZIEL

In Anwendung der von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [CONF-A], *„Unbeschadet der Bestimmungen in Abschnitt 6 von Titel II des oben genannten Erlasses vom 7. Februar 2012 beseitigt der Betreiber spätestens bei der zehnjährigen Inspektion, die der Vorlage des Abschlussberichts der Überprüfung vorausgeht, die sicherheitsrelevanten Abweichungen, die vor dieser Überprüfung festgestellt wurden. Im Falle besonderer Schwierigkeiten begründet der Betreiber in den Unterlagen, die dem in Artikel 2.4.1 des Anhangs zum oben genannten Beschluss vom 15. Juli 2014 genannten Genehmigungsantrag beigefügt sind, die Verschiebung der Behebung dieser Abweichungen über die zehnjährige Inspektion hinaus sowie den damit verbundenen Zeitplan. Für die bei dieser zehnjährigen Inspektion festgestellten Abweichungen, die bei dieser Gelegenheit nicht behoben werden konnten, begründet der Betreiber den Zeitplan für deren Beseitigung im Rahmen der in Absatz 1 genannten Unterlagen*."

Im Referenzsystem von EDF zur Abweichungsverwaltung ist ein Feststellungsbericht eine materielle Anomalie, die die Einhaltung einer definierten Anforderung an eine für den Schutz von Interessen wichtige Anlage (EIP) in Frage stellen kann. Er ist Gegenstand der Eröffnung und Verwaltung eines „ConSTAt-Aktionsplans" (PA CSTA) durch das Kernkraftwerk in dessen digitalem Informationssystem.

Alle PA CSTA werden einer Analyse unterzogen. Wenn die Analyse dieser Feststellung zu dem Ergebnis kommt, dass eine festgelegte Anforderung einer EIP nicht erfüllt ist, handelt es sich um eine Abweichung im Sinne des geänderten Erlasses vom 7. Februar 2012 zur Festlegung der allgemeinen Vorschriften für Kernkraftwerke, und dem PA CSTA wird im digitalen Informationssystem des Kernkraftwerks das Attribut „Abweichung" zugewiesen.

Jedes Kernkraftwerk sorgt für die Verwaltung aller seiner PA CSTA, um alle PA CSTA, die Auswirkungen auf die Sicherheit haben, vor der Abweichung im Anschluss an die Abschaltung zur Durchführung der Zehnjahresinspektion zu beheben. Bei besonderen Schwierigkeiten bei der Behebung einer sicherheitsrelevanten Abweichung begründet jedes Kernkraftwerk im Einzelfall die Akzeptanz der Situation, schlägt gegebenenfalls Ausgleichsmaßnahmen vor und verpflichtet sich zu einem Termin für die Behebung.

Diese Elemente sind in den Unterlagen festgehalten, die dem Antrag auf Genehmigung einer Abweichung gemäß Artikel 2.4.1 des Anhangs 2014-DC-0444 zum Beschluss vom 15. Juli 2014 beigefügt sind und der ASN zur Genehmigung vorgelegt wurden.

Die nachstehende Antwort enthält die Schlussfolgerungen der gemäß der Vorschrift [CONF-A] durchgeführten Analyse.

0.2. ANTWORT

Alle CSTA-Berichte (die Feststellungen und Abweichungen zusammenfassen) bezüglich des Reaktors Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais sowie diejenigen bezüglich der gemeinsamen Anlagen der Blöcke Nr. 3 und 4 „Block 8" oder Standort „Block 0" waren Gegenstand einer besonderen Überwachung während dieser Zehnjahresinspektion im Rahmen des zur Einhaltung der Vorschrift [CONF-A] eingerichteten Vorgehens.

Die CSTA-Maßnahmen wurden gemeinsam mit den Instandhaltungsfachbereichen im Vorfeld des Stillstands und während des Stillstands analysiert, um einerseits die Einhaltung der vor dem Stillstand festgelegten Ziele für die Bearbeitung der CSTA-Maßnahmen zu überprüfen und andererseits die Bearbeitung der während des Stillstands festgestellten Mängel sicherzustellen. Während des Stillstands erfolgte eine wöchentliche Überwachung der CSTA-Maßnahmen, und vor jedem Zustandswechsel wurden Analysen durchgeführt. Die nach Kategorien geordneten CSTA-Maßnahmen wurden im Falle eines fehlenden Abschlusses während des Stillstands einer Entscheidung durch die Technische Leitung unterzogen und in das Antragsdossier für Abweichungsgenehmigungen aufgenommen.

Im Anschluss an diesen Vorgang wurden alle vor Beginn des Stillstands identifizierten oder während des Stillstands VD4 des Reaktors Nr. 4 festgestellten Abweichungen, die Auswirkungen auf die Sicherheit hatten, bearbeitet, mit Ausnahme der folgenden 6 Abweichungen:

- Die Abweichung betrifft die Unfähigkeit der Neutronenquellenketten, die Einhaltung der Sicherheitsstudien zur Bedienerreaktionszeit im Falle einer Verdünnung zu gewährleisten, sowie eine Unterschätzung des Kritikalitätsrisikos

durch Verdünnung in den Stillstandszuständen des Blocks. Die Behebung dieser Abweichung erfolgt durch die Umsetzung von zwei Änderungen, die mit der Weiterentwicklung unseres Betriebsreferenzsystems verbunden sind. Eine erste materielle Änderung (PNPP1797) besteht in der Installation eines Borometers am Auslass des chemisch-volumetrischen Kontrollsystems (RCV). Die Umsetzung wird sich bis 2031 erstrecken, nachdem die Erfahrungen mit der Einführung am Standort Tricastin ausgewertet wurden. Parallel dazu besteht eine zweite dokumentarische Änderung (PNPE1465) in der Integration einer regelmäßigen Prüfung der Fallbarkeit der Kontrollbündel. Bis dahin werden die bereits im Zustand VD3 umgesetzten Ausgleichsmaßnahmen im Zustand VD4 fortgeführt und ermöglichen es, die Beherrschung der zufälligen Transienten mit homogener Verdünnung in den Abschaltzuständen sicherzustellen.

- Die in der Studie festgestellte Unstimmigkeit betrifft die unvollständige Abdeckung der Begründung für die Beherrschung der Reaktivität während der Betriebsphase nach einem Unfall bei bestimmten Transienten. Es wurde eine Analyse mit repräsentativen Planungsannahmen für jedes Betriebsszenario durchgeführt, das den einzelnen identifizierten unfallbedingten Transienten entspricht, um deren sicherheitsrelevante Auswirkungen zu bewerten. Sie kommt zu dem Schluss, dass in jedem der untersuchten Fälle ein Rückfall und die Aufrechterhaltung eines sicheren Zustands des Reaktors gewährleistet sind und dass keine Auswirkungen aufgrund einer Kumulierung mit einer anderen derzeit bearbeiteten Planungsabweichung bestehen. Der Abschluss der Sicherheitsrisikoanalyse nach einem Ansatz, der den Untersuchungsvorschriften für den Auslegungsbereich entspricht, ist für 2026 vorgesehen. Je nach den Ergebnissen könnte die Behebung dieser Abweichung durch die Umsetzung von Änderungen, die im Wesentlichen den Betriebsablauf betreffen, erfolgen.

- Die in den RTV4-Studien ermittelte Anomalie bezüglich des langsamen Abklingens des Primärdurchflusses. Nach erneuten Untersuchungen wird die Überwachung der Abklingzeit des Primärdurchflusses als maßgebend festgelegt. Die nachträgliche Analyse der Abklingzeit des Primärdurchflusses bestätigt die Einhaltung dieses Kriteriums bei allen Reaktoren. Die Behebung dieser Anomalie wird derzeit geprüft und könnte bis Januar 2027 zu einer regelmäßigen Überwachung dieses Kriteriums führen.

- Die Abweichung betrifft die fehlende ATEX-Konformität der Beleuchtung der REN-Abzüge. Der betroffene Raum ist nicht als sicherheitsrelevanter Raum eingestuft, doch eine Explosion in diesem Raum könnte Auswirkungen auf die angrenzenden Pufferräume haben. Es würde jedoch kein Auslöser für den Sicherheitsbericht generiert werden, und der Ablauf des potenziellen Transienten würde durch die Störfallanweisungen geregelt, ohne Auswirkungen auf das Herunterfahren und die Aufrechterhaltung eines sicheren Zustands des Reaktors. Die Behebung dieser Abweichung erfolgte im Rahmen der Umsetzung der Änderung PNPE1246 Ende 2025. In der Zwischenzeit wurde das Risiko durch die Außerbetriebnahme dieser Beleuchtung beseitigt.

- Die Abweichung betrifft die fehlerhafte Weiterleitung des Zustands der Elektromagnete der SEBIM-Ventile des Druckhalters durch das MMS AAS. Diese Abweichung besteht potenziell auch im Block Nr. 4, da das Reserve-MMS AAS SEBIM des von der Abweichung betroffenen Standorts im Falle eines Ausfalls oder einer Wartung des MMS AAS SEBIM von Block Nr. 4 während des Betriebszyklus dessen Funktion übernehmen könnte. Sollte diese Situation jedoch eintreten, wird die Gefährlichkeit der Abweichung im Block Nr. 4 durch eine Dokumentationsaktualisierung beseitigt, die beim Wiederanlauf nach dem Stillstand 4D4025 durchgeführt wurde. Die endgültige Behebung durch die Aktualisierung der Software der MMS AAS SEBIM wird derzeit umgesetzt.

- Die Abweichung betrifft die mangelnde Erdbebensicherheit einer korrodierten Halterung einer Feuerlöschleitung. Die Gefährlichkeit der Abweichung wurde durch den Austausch der Halterung gegen eine neue im Jahr 2024 beseitigt. Die endgültige Behebung der Abweichung ist für 2026 vorgesehen und besteht in der Durchführung der Korrekturmaßnahme, die darauf abzielt, die Ursache für das dauerhaft am Fuß der Halterung stehende Wasser zu beheben.

0.3. FAZIT

Am Ende des VD-Stillstands wurden alle sicherheitsrelevanten Abweichungen, die vor Beginn des VD-Stillstands identifiziert oder während des VD-Stillstands entdeckt wurden, mit Ausnahme der oben genannten 6 Abweichungen behoben.

Die Analyse aller CSTA-Maßnahmenpläne wurde der ASN im Antragsdossier auf Genehmigung der Abweichung für Block 4 des Kernkraftwerks Blayais nach Abschluss seiner vierten zehnjährigen Überprüfung vorgelegt. Die getroffenen Maßnahmen ermöglichen die Einhaltung der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [CONF-A].

ABSCHNITT 1: KONFORMITÄTSPRÜFUNG

1. KONFORMITÄTSPRÜFUNG 23
1.1. ZIEL 23
1.2. ANTWORT 23
1.2.1. Strahlungsrisiken 23
1.2.2. Nicht-strahlentechnische Risiken 31
1.2.2.1. Einhaltung gesetzlicher Vorschriften 31
1.2.2.2. Einhaltung der festgelegten Anforderungen in Bezug auf die EIPR 31
1.2.2.3. Zusätzliche Untersuchungen an unterirdischen Bauwerken 32
1.3. FAZIT 34

1. KONFORMITÄTSPRÜFUNG

1.1. ZIEL

Die ersten Konformitätsprüfungen wurden im Rahmen der 2. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Blöcke durch die Durchführung von ECOT (Blockenkonformitätsprüfung) durchgeführt. Dieses Vorgehen wurde im Rahmen der regelmäßigen Überprüfungen der Blöcke mit 1300 MWe (2. RP 1300) und 1450 MWe, bekannt als „N4“ (1. RP N4), sowie zuletzt im Rahmen der 3. RP 900, 3. RP 1300 und 2. RP N4 fortgesetzt.

Das ECOT ist ein ergänzender Prozess zu den gängigen Betriebsvorschriften wie den regelmäßigen Prüfungen (EP), den Basisprogrammen zur vorbeugenden Instandhaltung (PBMP) oder den Wiederzulassungsprüfungen (ER) nach Instandhaltungsmaßnahmen.

Bei der 4. periodischen Überprüfung des 900-MWe-Reaktors konzentriert sich diese Konformitätsprüfung auf:

- die Prüfung hinsichtlich radiologischer Risiken durch die Durchführung von Kontrollen im Rahmen des ECOT,
- die Prüfung hinsichtlich nicht-radiologischer Risiken durch eine Analyse der Einhaltung der geltenden Vorschriften und ergänzende Prüfungen.

Ziel der Konformitätsprüfung ist es, die Konformität der Anlage mit dem zu Beginn der Überprüfung geltenden Regelwerk zu bewerten.

1.2. ANTWORT

1.2.1. Strahlungsrisiken

Allgemeiner Teil – Stufe

Das Programm einer ECOT basiert auf den Erfahrungen aus früheren Konformitätsprüfungen (alle Stufen) unter Berücksichtigung folgender Aspekte:

- der Analyse der Entwicklungen der Referenzdokumente seit der letzten ECOT für die betreffende Stufe;
- der Prüfung allgemeiner Konformitätsabweichungen und bedeutender Ereignisse allgemeiner Art. Das wiederholte Auftreten gleichartiger Abweichungen bei einem bestimmten Anlagentyp ist ein Auswahlkriterium für die Aufnahme des Themas in das ECOT;
- Die Prüfung der von EDF initiierten nationalen Ingenieurstudien (Anlagenpark- und Ingenieurprojekte). Diese Projekte wurden ins Leben gerufen, um komplexe Problemstellungen zu behandeln; einige verfügen möglicherweise über eine eigene Konformitätsprüfung, bei anderen wird je nach den gewonnenen Erkenntnissen in dem behandelten Bereich geprüft, ob es sinnvoll ist, Konformitätskontrollen im Rahmen des ECOT durchzuführen.

Ergänzt wird dies durch die Berücksichtigung der ASN-Anforderungen im Anschluss an die Ständige Arbeitsgruppe „Allgemeine Leitlinien des 4. RP 900“.

Die Überprüfung der Konformität der Blöcke mit dem Referenzzustand zu Beginn der erneuten Überprüfung erfolgt vor Ort auf der Grundlage:

- *vor Ort* durchgeführten Kontrollen durch den Betreiber vor und während der betreffenden Zehnjahresinspektion,
- einer Prüfung der Betriebsunterlagen, der Kontroll- oder Prüfprogramme, der Betriebsanweisungen und Richtlinien sowie der zugehörigen Pläne und Schemata.

Wird ein Befund festgestellt, erfolgt eine Charakterisierung, die dazu führen kann, dass eine Nichteinhaltung einer definierten Anforderung an ein für den Schutz der Interessen wichtiges Element (EIP) festgestellt wird oder nicht, was eine Abweichung im Sinne des geänderten Erlasses vom 7. Februar 2012 zur Festlegung der allgemeinen Vorschriften für kerntechnische Basisanlagen darstellt.

Die nachstehende Tabelle gibt einen Überblick über die im Arbeitsprogramm der ECOT 4 RP 900 ausgewählten Themen, den Kontext sowie den Inhalt des Programms für jedes der Themen.

Nr.	Thema	Bereich	Inhalt
1	**Bauingenieurwesen**	Geringe radiologische und nicht-radiologische Risiken	Die EIPr bestehen aus den letzten Rückhaltebecken und Auffanggruben, die an allen Bauwerken vorhanden sind. Diese letzten Bauwerke sind diejenigen, deren eine Seite in direktem Kontakt mit der Umwelt steht und bei denen ein Undichtigkeitsfehler zu einer direkten Umgehung der Einhausung und zu einer Freisetzung in die Umwelt ohne Möglichkeit einer zusätzlichen Auffangung führen könnte. Der Zustand dieser EIPR wird regelmäßig durch die Anwendung der PBMP für den Tiefbau (GC) überprüft. Der Umfang der Kontrollen für ECOT 4 RP 900 besteht somit darin, einen Bericht über die Umsetzung der PBMP in Bezug auf diese EIPR zu erstellen, eine Bestandsaufnahme der festgestellten Mängel vorzunehmen und gegebenenfalls die durchgeführten Instandsetzungsmaßnahmen aufzuführen.
			In Übereinstimmung mit dem ECOT 3 RP 1300 wurde beschlossen, eine Konformitätsprüfung der Aufbereitungshilfsgebäude (BAC) auf der Grundlage der Bilanz zur Umsetzung der PBMP für den Tiefbau (GC) durchzuführen.
			Es wurde beschlossen, eine Konformitätsprüfung der BONNA-Galerien und -Rohrleitungen des SEC-Kreislaufs durchzuführen. Diese Prüfung stützt sich auf die Ergebnisse des PBMP.
2	**Als EIPI identifizierte Anlagen**	Mängel	Überprüfung der ordnungsgemäßen Funktion der Anlagen auf der Grundlage der Ergebnisse regelmäßiger Prüfungen, dokumentarische Überprüfung der Anlagenlisten und der zugehörigen Betriebsunterlagen.
3	**Qualifizierung der Anlagen unter Unfallbedingungen (EIPS)**	Strahlungsrisiken (Thema Unfälle)	Überprüfung der organisatorischen und dokumentarischen Vorkehrungen von MQCA, stichprobenartige Überprüfung der Ausrüstungen und, sofern möglich, der Ausrüstungen, bei denen seit dem 3 RP Abweichungen oder ESS festgestellt wurden.
4	**Blitzschlag**	Strahlungsrisiken (Thema: Einwirkungen)	*Vor-Ort*-Kontrollen der Einhaltung der Bestimmungen der Blitzschlag-Risikoanalyse, der Wartungsanweisungen und des Blitzschlag-Logbuchs.
5	**Besonderheiten bei der Auslegung von Sicherungssystemen**	Strahlungsrisiken (Thema Unfälle)	Dokumentenprüfung der mechanischen Schemata von 11 Systemen, die für die Auslegungsunfälle im Rahmen des Sicherheitsnachweises erforderlich sind.
6	**Auswertung der Feststellungen**	Alle Bereiche	Überprüfung der Abweichungsberichte und/oder CSTA-Maßnahmenpläne, stichprobenartige Überprüfung der Wirksamkeit der Abhilfemaßnahmen zum Abschluss der Feststellungen.
7	**Rohrleitungen**	Alle Bereiche	*Vor-Ort-Kontrollen* von Rohrleitungen und SER-Behältern: *„Rohrleitungen aus Schwarzstahl“, „Rohrleitungen mit Wärmedämmung“, „empfindliche* Durchführungen“
8	**Erdbeben – Halterungen**	Strahlungsrisiken (Thema: Einwirkungen)	*Vor-Ort-Prüfung* der Unterkonstruktionen unter Einbeziehung der Prüfung auf Übereinstimmung mit den RIS-Plänen für Schwingungsdämpfer des CPY.
9	**Erdbeben – Verankerung**	Strahlungsrisiken (Thema: Einwirkungen)	*Vor-Ort-Prüfung* der Verankerungen. Das ursprüngliche Programm wird durch die Einbeziehung der Prüfung der Übereinstimmung mit den RIS-Plänen des CPY zur Verhinderung von Peitschenbewegungen ergänzt.
10	**Eindämmung – Belüftung**	Strahlungsrisiken (Thema: Beschädigungen/Unfälle)	*Vor-Ort*-Prüfung der Dichtheit der Auffangvorrichtungen (Leckageauffangbehälter, Handschuhkästen) und der Lüftungskanäle.
11	**Brand**	Strahlungsrisiken (Thema: Einwirkungen)	Überprüfung der ordnungsgemäßen Umsetzung der nach dem 3 RP beschlossenen Änderungen, Überprüfung der Betriebsunterlagen und Bilanz der Kontrollen der Brandschutztrichter.
12	**Explosion**	Strahlungsrisiken (Thema: Einwirkungen)	*Vor-Ort-Kont*rolle der Rohrleitungen, in denen explosionsgefährliche Medien transportiert werden, Überprüfung auf Dichtheit mit dem Explosimeter, Überprüfung der örtlichen Beschilderung.
13	**Interne Überschwemmung**	Strahlungsrisiken (Thema: Einwirkungen)	Für das Elektroraumgebäude und die unmittelbar angrenzenden Einrichtungen: *Vor-Ort*-Prüfung von Siphons, Abflussrinnen, Auffangrinnen und Auffangbehältern sowie Überprüfung der Konformität der Betriebsunterlagen.
14	**Externe Überschwemmung**	Strahlungsrisiken (Thema: Einwirkungen)	Überprüfung der Konformität der Betriebsanweisungen, der Krisenorganisationsanweisungen und der damit verbundenen materiellen Vorkehrungen.
15	**Lokale Krisenausrüstung (MLC)**	Strahlungsrisiken (Thema SOH)	Überprüfung der Betriebsunterlagen und der Kennzeichnung der MLC.

Ergänzungen zum ECOT

Das ECOT-Programm, das aus den im vorigen Absatz aufgeführten 15 Themen besteht, wurde ergänzt durch:

- sogenannte „CONF1"-Vor-Ort-Besichtigungen mit Kontrollen *vor Ort*, um die Konformität ausgewählter EIPS-Ausrüstung sicherzustellen, wobei insbesondere die unmittelbare Umgebung dieser Ausrüstung berücksichtigt wurde. Bei der für diesen Ansatz ausgewählten EIPS-Ausrüstung handelt es sich um Ausrüstung, die direkt zum Rückzug und zur Aufrechterhaltung eines sicheren Zustands beiträgt: die Notstromversorgungspumpen der Dampferzeuger ASG (Motorpumpen und Turbopumpen), die Motorpumpen für die Versorgung mit gefiltertem Rohwasser SEC, die (Diesel-)Motoren der Notstromaggregate LHP und LHQ sowie deren Hilfseinrichtungen.
- EDF hat sich verpflichtet, zusätzliche Kontrollen zu verschiedenen Themen durchzuführen:
  - Sichtprüfungen der Rohrleitungen in Bodennähe im Reaktorgebäude (BR),
  - Sichtprüfungen der Sensoren im BR,
  - Prüfungen der Halterungen des Brandschutznetzes JPI,
  - Prüfungen der Halterungen im BR, im BAN, im BK und in den BW,
  - Dichtheitsprüfungen der Dachtrichter der Dieselgebäude,
  - Prüfungen der Schraubverbindungen,
  - Prüfungen einer Stichprobe von Rohrleitungen der Brandschutzkreisläufe außerhalb des Elektroraums (BL),
  - Prüfungen der Relais, Sicherungshalter und Anschlüsse in den Schaltschränken außerhalb des Reaktorgebäudes, die für Unfallbedingungen wie Erdbeben der Stufe K3 qualifiziert sind,
  - ergänzende Prüfungen der ortsfesten Löschanlagen des Brandschutznetzes.

Spezifischer Teil für Block 4 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais weist hinsichtlich des Stillstandszustands keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Am Standort Blayais wurden die Prüfungen im Rahmen der Programme zu den verschiedenen Themen des ECOT durchgeführt. Wie oben erläutert, handelt es sich dabei um ergänzende Maßnahmen zu den Betriebsvorschriften, um durch gezielte Kontrollen die Konformität der Anlagen zu überprüfen.

Für Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais wurden die im Rahmen der Programme zu den 15 im Arbeitsprogramm des ECOT 4. RP 900 festgelegten Themen geforderten Kontrollen vor der Außerbetriebnahme des Blocks bei der letzten Teilinspektion, die der Zehnjahresinspektion vorausging, d. h. im Jahr 2023, abgeschlossen. Die zusätzlich zum ECOT geforderten Kontrollen wurden ihrerseits vor der Außerbetriebnahme des Blocks im Anschluss an die Zehnjahresinspektion durchgeführt.

Gemäß den geltenden Vorgaben wurde innerhalb von drei Monaten nach der Außerbetriebnahme des Reaktorblocks ein Bericht erstellt.

Thema „Tiefbau"

Für diesen Themenbereich besteht die im Rahmen des ECOT durchgeführte Überprüfung darin, einen Bericht über den Stand der Umsetzung der PBMP für die EIPR sowie für die Zu- und Ableitungen aus Beton mit Blechkern (CBAT) des SEC-Kreislaufs zu erstellen.

Alle im Rahmen des Programms zum Thema Bauingenieurwesen geforderten Prüfungen wurden durchgeführt.

Die vier im Rahmen der Wartungsbilanzen festgestellten Abweichungen wurden analysiert und behoben.

Entsprechend den Zielen des ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfung zum Thema Bauingenieurwesen die Bewertung der Konformität des Blocks Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais mit den zu Beginn der erneuten Überprüfung geltenden Vorgaben, um die Sicherheit der Anlage im Anschluss an die vorherige Überprüfung unter Einbeziehung der zwischen den Überprüfungen gewonnenen Betriebserfahrungen zu festigen.

Thema *„EIPi-Ausrüstung“*

Das Ziel des Themenbereichs „EIPI-Ausrüstung“ besteht darin, die Vollständigkeit der vorbeugenden Instandhaltung der EIPI-Ausrüstung zu überprüfen und die Konformität des Zustands der Ausrüstung nach der durchgeführten Instandhaltung zu kontrollieren.

Die Ergebnisse der ECOT-Kontrollen zu diesem Thema sind in Teil II – Kapitel 1 – Abschnitt 1.2.2 dargestellt.

Entsprechend den Zielen der ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfung zum Thema „EIPi-Ausrüstung“ “ ermöglichten es, die Konformität des Blocks Nr. 4 von Blayais mit dem zu Beginn der erneuten Überprüfung geltenden Referenzrahmen zu bewerten, um die Sicherheit der Anlage in Fortführung der vorherigen Überprüfung zu festigen und dabei die zwischen den Überprüfungen gewonnenen Betriebserfahrungen einzubeziehen.

Thema *„Qualifizierung der Ausrüstung für Unfallbedingungen“*

Ziel des Themas *„Qualifizierung von Ausrüstung für Unfall*bedingungen“ im Rahmen der Konformitätsprüfung ist es, zu überprüfen, ob die vorgeschriebenen Vorkehrungen zur Gewährleistung der Dauerhaftigkeit der Qualifizierung in die lokalen Organisationen integriert sind.

Es wurden Überprüfungen der organisatorischen Vorkehrungen durchgeführt und 257 für Störfallbedingungen qualifizierte Ausrüstungen (MQCA) im Reaktorblock physisch kontrolliert. Alle im Rahmen des Programms zum Thema „Qualifizierung für Störfallbedingungen“ geforderten Kontrollen wurden für den Reaktorblock Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais durchgeführt.

Dreizehn Mängel im Zusammenhang mit Block 4 wurden analysiert und alle behoben. Nach der Charakterisierung wurden keine Abweichungen festgestellt.

Entsprechend den Zielen des ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfung zum Thema *„Qualifizierung der Ausrüstung für* Unfallbedingungen“ die Bewertung der Konformität des Blocks Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais mit dem zu Beginn der Überprüfung geltenden Referenzrahmen, um die Sicherheit der Anlage zu festigen – in Fortführung der vorherigen Überprüfung unter Einbeziehung der Betriebserfahrungen zwischen den Überprüfungen.

Thema *„Blitzschlag“*

Das Ziel des Themas *„Blitzschlag“* besteht darin, sicherzustellen, dass die Vorgaben des Referenzrahmens „Blitzschlag“ eingehalten werden.

Alle im Rahmen des Programms zum Thema „Blitzschlag“ geforderten Prüfungen wurden durchgeführt. Im Anschluss an diese Prüfungen wurde ein Programm zur Wiederherstellung der Konformität erstellt und in den Anlagen umgesetzt. Die Arbeiten wurden mehr als ein Jahr vor Beginn der zehnjährigen Inspektion des Blocks Nr. 4 abgeschlossen.

In Übereinstimmung mit den Zielen des ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfung zum Thema „Blitzschlag“ die Bewertung der Konformität des Blocks Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais mit dem zu Beginn der erneuten Überprüfung geltenden Regelwerk, um die Sicherheit der Anlage im Anschluss an die vorherige Überprüfung zu festigen und dabei die Betriebserfahrungen aus der Zeit zwischen den Überprüfungen zu berücksichtigen.

Thema *„Konstruktionsspezifika der* Sicherheitssysteme“

Das Ziel des Themas *„Konstruktionsspezifika der* Sicherheitssysteme“ besteht darin, die Abweichungen zwischen den mechanischen Referenzplänen und den in den Dokumentendatenbanken des Kernkraftwerks verfügbaren mechanischen Plänen für die ausgewählten Systeme des betreffenden Blocks (ASG, EAS, ETY, GCTa, RCV, REA, RIS, RRA, RRI, PTR, SEC) zu überprüfen.

Alle im Rahmen des Programms zum Thema *„Besonderheiten der Auslegung von* Sicherheitssystemen“ geforderten Überprüfungen wurden durchgeführt.

Die 152 festgestellten Abweichungen in den Schemata des Blocks Nr. 4 wurden bearbeitet. Nach der Charakterisierung wurden keine Abweichungen festgestellt.

Entsprechend den Zielen des ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfung zum Thema „*Konstruktionsspezifika der* Sicherheitssysteme“ ermöglichten es, die Konformität des Blocks Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais mit den zu Beginn der Überprüfung geltenden Vorgaben zu bewerten, um die Sicherheit der Anlage in Fortführung der vorherigen Überprüfung unter Einbeziehung der zwischen den Überprüfungen gewonnenen Betriebserfahrungen zu festigen.

Thema *„Überprüfung der Bearbeitung von* Feststellungen“

Das Ziel des Themas *„Überprüfung der Bearbeitung von* Feststellungen“ besteht darin, die Robustheit des Prozesses zur Bearbeitung von Feststellungen im Kernkraftwerk Blayais zu überprüfen.

Das Kontrollprogramm ECOT VD4 zu diesem Thema sieht zwei Teile vor, die Folgendes betreffen:

- Die Bearbeitung von materiellen Abweichungen mit dem Status „Abgeschlossen, aber nicht geschlossen“.
- Eine Überprüfung im Stil einer „Bestandsaufnahme“, bei der die Qualität der Phasen zur Charakterisierung der Feststellungen, die Bearbeitung der Abweichungen sowie die Angemessenheit und Wirksamkeit der Bearbeitungsmaßnahmen untersucht werden.

Alle im Rahmen des Programms zum Thema *„Überprüfung der Bearbeitung von* Feststellungen“ geforderten Kontrollen wurden durchgeführt.

Bei allen CSTA-Maßnahmen mit dem Status „Abweichungen: Ja“ und „Abgeschlossen, aber nicht abgeschlossen“ in EIPs wurden die Abschlussbedingungen erneut überprüft. Alle konnten in ihrem aktuellen Zustand begründet werden.

Die Prüfung vom Typ „Überprüfung“ wurde vollständig durchgeführt und ist

konform. Bei diesen Prüfungen wurden keine Abweichungen festgestellt.

In Übereinstimmung mit den Zielen des ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfung zum Thema *„Überprüfung der Bearbeitung von* Feststellungen“ die Bewertung der Konformität von Tranche Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais mit dem zu Beginn der erneuten Überprüfung geltenden Referenzrahmen, um die Sicherheit der Anlage in Fortführung der vorherigen Überprüfung unter Einbeziehung der zwischen den Überprüfungen gewonnenen Betriebserfahrungen zu festigen.

Thema *„Rohrleitungen“*

Ziel des Themas „Rohrleitungen“ ist es, die Integrität der Rohrleitungen aus unlegiertem Stahl (außer Brandschutz- und TRICE-Rohrleitungen) zu überprüfen, insbesondere im Bereich der Durchführungen durch die Reaktorkappe und die Betonwand für die Systeme ASG, EAS, ETY, LLS, PTR, RIS, SED und SER. Die Prüfungen beziehen sich auf die Unversehrtheit der Rohrleitungen und dienen dazu, generell das Fehlen von Mängeln zu überprüfen.

Alle im Rahmen des Programms zum Thema „*Rohrleitungen*“ geforderten Prüfungen wurden durchgeführt.

Die vier festgestellten Mängel wurden analysiert und behoben, entweder durch eine Instandsetzung der Anlagen oder durch eine Begründung für deren Beibehaltung im aktuellen Zustand mit weiterer Überwachung der Entwicklung. Bei den Kontrollen wurden keine Abweichungen festgestellt.

Entsprechend den Zielen des ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfung zum Thema „Rohrleitungen“ die Bewertung der Konformität des Blocks Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais mit den zu Beginn der Überprüfung geltenden Vorgaben, um die Sicherheit der Anlage zu festigen – in Fortführung der vorherigen Überprüfung unter Einbeziehung der Betriebserfahrungen zwischen den Überprüfungen.

Themen *„Erdbeben, Halterungen und* Verankerungen“

Das Ziel des Themenbereichs *„Erdbeben, Halterungen und* Verankerungen“ besteht darin, Kontrollen auf der Grundlage der Instandhaltungsprogramme (PBMP) durchzuführen.

Die im Rahmen des Programms zum Thema „Erdbeben, Lagerung und Verankerung“ geforderten Kontrollen wurden am Block Nr. 4 durchgeführt (das entspricht 3.492 kontrollierten Verankerungen).

Die Analyse der festgestellten Mängel und gegebenenfalls die Einleitung von Abhilfemaßnahmen wurden ebenfalls behandelt.

Was die Behebung der Mängel betrifft, besteht der Ansatz darin, diese so früh wie möglich zu beheben. Aus diesem Grund konnte mit der Charakterisierung der festgestellten Mängel noch nicht begonnen werden, da hierfür dieselben

Ressourcen, sowohl auf Ebene des Kernkraftwerks als auch auf Ebene der nationalen Ingenieurzentren.

Da die nationalen Ingenieurzentren vorrangig damit beschäftigt waren, die Standorte bei der Analyse und Bearbeitung der Feststellungen in allen Bereichen der Verankerung und Abstützung zu unterstützen, wurden diese Anomalien nicht näher charakterisiert.

In Übereinstimmung mit den Zielen des ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfungen zum Thema „Erdbeben – Verankerung und Abstützung" die Bewertung der Konformität des Blocks Nr. 4 von Blayais mit den zu Beginn der Überprüfung geltenden Vorgaben, um die Sicherheit der Anlage in Fortführung der vorherigen Überprüfung unter Einbeziehung der zwischen den Überprüfungen gewonnenen Betriebserfahrungen zu festigen.

Thema *„Eindämmung* – Belüftung"

Das Ziel des Themenbereichs *„Eindämmung – Belüftung*" besteht darin, die aus den Ergebnissen des vorherigen Konformitätsprüfungsprogramms abgeleiteten Kontrollmaßnahmen zu konsolidieren und zusätzliche Kontrollen an den Abschnitten der Kanäle oder an den Erfassungsvorrichtungen durchzuführen, die möglichst nah am Risikobereich installiert sind.

Alle im Rahmen des Programms zum Thema „*Eindämmung – Belüftung*" geforderten Kontrollen wurden durchgeführt.

Alle bei diesen Kontrollen festgestellten Mängel wurden analysiert. Es muss lediglich noch ein geringfügiger Mangel behoben werden, der die Integrität der Anlagen nicht beeinträchtigt. Nach der Charakterisierung aller Mängel wurden keine Abweichungen festgestellt.

Entsprechend den Zielen des ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfungen zum Thema „Eindämmung – Belüftung" ermöglichten es, die Konformität des Blocks Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais mit den zu Beginn der Überprüfung geltenden Vorgaben zu bewerten, um die Sicherheit der Anlage in Fortführung der vorherigen Überprüfung unter Einbeziehung der zwischen den Überprüfungen gewonnenen Betriebserfahrungen zu festigen.

Thema *„Brand"*

Das Ziel des Themas „Brand" besteht zum einen darin, den Prozess der Integration der Änderungen am Projekt zur Brandrisikokontrolle (MRI) sowie bestimmter lokaler Änderungen, die zwischen den Abschaltungen VD3 und VD4 (Referenzrahmen zu Beginn der Überprüfung) vorgenommen wurden, zu überprüfen und zum anderen die Bilanz der PBMP-Besichtigungen der Brandschutztrichter zu kontrollieren.

Alle im Rahmen des Programms zum Thema „Brand" geforderten Prüfungen wurden durchgeführt. Alle bei

den bereits durchgeführten Prüfungen festgestellten Mängel wurden analysiert und behoben.

Nach der Charakterisierung wurden keine Abweichungen festgestellt.

Entsprechend den Zielen des ECOT ermöglichen die Ergebnisse der Konformitätsprüfungen zum Thema „Brand" die Bewertung der Konformität des Blocks Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais mit dem für den Beginn der Überprüfung geltenden Referenzrahmen, um die Sicherheit der Anlage im Anschluss an die vorherige Überprüfung unter Einbeziehung der Betriebserfahrungen zwischen den Überprüfungen zu festigen.

Thema „Explosion"

Das Ziel des Themenbereichs *„Explosion*" besteht darin, Folgendes durchzuführen:

- Externe Sichtprüfungen der Rohrleitungen, einschließlich schwer zugänglicher Bereiche, wärmeisolierter Abschnitte (die entwärmt werden müssen) und Durchführungen.
- Dichtheitsprüfungen in der Nähe der an diesen Rohrleitungen installierten Armaturen mithilfe eines Explosimeters.
- Die Überprüfung des Vorhandenseins von Kennzeichnungsschildern an den Rohrleitungen.

Der Umfang der Prüfungen erstreckt sich auf Kreisläufe, in denen explosive Medien fließen: Wasserstoff, wasserstoffhaltige Medien und alle anderen vor Ort verwendeten explosiven Medien wie beispielsweise Acetylen.

Alle im Rahmen des Programms zum Thema „*Explosion*“ geforderten Kontrollen wurden durchgeführt. Bei den Kontrollen wurde eine Unregelmäßigkeit festgestellt. Diese wurde analysiert und behoben.

Bei den Kontrollen wurden keine Abweichungen festgestellt.

In Übereinstimmung mit den Zielen des ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfung zum Thema „*Explosion*“ die Bewertung der Konformität des Blocks Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais mit den zu Beginn der Überprüfung geltenden Vorgaben, um die Sicherheit der Anlage im Anschluss an die vorherige Überprüfung unter Einbeziehung der zwischen den Überprüfungen gewonnenen Betriebserfahrungen weiter zu festigen.

Thema *„Interne* Überflutung“

Das Ziel des Themas *„Interne* Überflutung“ besteht darin, die materiellen und dokumentarischen Schutzmaßnahmen hinsichtlich des Risikos einer internen Überflutung zu überprüfen. Diese Konformitätsprüfung betrifft offene Durchführungen (Siphons, Gullys, Rinnen) und geschlossene Durchführungen (Trichter) der elektrischen Gebäude (BL) und der Peripheriegebäude (BW).

Sämtliche Konformitätsprüfungen der Wartungsinspektionen sowie die Konformitätsprüfungen der Ausrüstung wurden gemäß dem Programm des Themas *„Interne Überschwemmung“* durchgeführt.

Alle bei diesen Kontrollen festgestellten Mängel wurden analysiert und behoben. Nach der Charakterisierung wurden keine Abweichungen festgestellt.

Entsprechend den Zielen des ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfungen zum Thema „Interne Überflutung“ die Bewertung der Konformität des Blocks Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais mit den zu Beginn der Überprüfung geltenden Vorgaben, um die Sicherheit der Anlage im Anschluss an die vorherige Überprüfung unter Einbeziehung der zwischen den Überprüfungen gewonnenen Betriebserfahrungen weiter zu festigen.

Thema *„Externe* Überschwemmung“

Die im Rahmen der ECOT durchgeführten Kontrollen zum Thema *„Externe* Überschwemmung“ zielten darauf ab, den Anforderungen des ASN-Leitfadens Nr. 13 zur Überprüfung der Umsetzung der Studien des 4 RP 900 gerecht zu werden.

Das Ziel des Themas „Externe Überschwemmung“ ist es:

- Die ordnungsgemäße Umsetzung des neuen Referenzrahmens zu überprüfen, der den ASN-Leitfaden Nr. 13 konkretisiert.
- den Zustand der technischen Einrichtungen (Spundwände, Rückschlagklappen, Absperrvorrichtungen, Metallschwellen und Betonaufbauten, mobile Pumpen und Stromaggregate…) zu überprüfen.
- Die ordnungsgemäße Umsetzung des neuen Referenzrahmens für die Standortorganisation zu überprüfen.

Da die mit dem Standortdossier der Stufe 5 verbundenen baulichen Änderungen für die VD4 des Blocks Nr. 4 noch nicht integriert waren, wurden die ECOT-Prüfungen gemäß dem zum Zeitpunkt der Prüfungen geltenden Regelwerk durchgeführt, d. h. dem Standortdossier der Stufe 3.

Alle im Rahmen des Programms zum Thema *„Externe* Überschwemmung“ geforderten Prüfungen wurden durchgeführt.

Alle bei diesen Kontrollen festgestellten Mängel wurden analysiert und behoben. Nach der Charakterisierung wurden keine Abweichungen festgestellt.

Entsprechend den Zielen der ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfungen zum Thema *„Externe* Überschwemmung“ die Bewertung der Konformität des Blocks Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais mit dem geltenden Regelwerk, um die Sicherheit der Anlage im Anschluss an die vorherige Prüfung unter Einbeziehung der zwischen den Prüfungen gewonnenen Betriebserfahrungen weiter zu festigen.

Thema *„Lokale Krisenausrüstung*“

Ziel des Themenbereichs *„Lokale Notfallausrüstung*“ ist es, die Einsatzbereitschaft der lokalen Notfallausrüstung (MLC) zu überprüfen, die mobile Sicherheitsausrüstung, den internen Notfallplan und den „Post-Fukushima“-Notfallplan sowie persönliche Schutzausrüstung umfasst, die im Falle eines Unfalls eingesetzt werden kann.

Nach dem Unfall von Fukushima wurden die damit verbundenen Anforderungen und die dauerhafte Organisation zur Gewährleistung der Einsatzbereitschaft der lokalen Notfallausrüstung neu definiert.

Das Prüfprogramm des ECOT basiert auf:

- Der Überprüfung der Einsatzbereitschaft von Ausrüstung und Material.
- Der Überprüfung der Einhaltung der dokumentarischen und organisatorischen Anforderungen.

Die Ausrüstungen der 26 MLC wurden alle überprüft (Einsatzbereitschaft, dokumentarische und organisatorische Anforderungen).

Alle im Rahmen des Programms zum Thema *„Lokale Krisenausrüstung*“ geforderten Kontrollen wurden durchgeführt.

Alle bei diesen Kontrollen festgestellten Unregelmäßigkeiten wurden analysiert und behoben. Nach der Einstufung wurden keine Abweichungen festgestellt.

Entsprechend den Zielen des ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfungen zum Thema *„Lokale* Notfallausrüstung“ die Bewertung der Konformität von Tranche Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais mit den zu Beginn der Überprüfung geltenden Vorgaben, um die Sicherheit der Anlage im Anschluss an die vorherige Überprüfung unter Einbeziehung der zwischen den Überprüfungen gewonnenen Betriebserfahrungen weiter zu festigen.

Thema „Ergänzende ECOT-Vor-Ort-Besichtigungen (CONF1)“

Das Ziel des Themenbereichs „ECOT-Vor-Ort-Besichtigungen (CONF1)“ besteht darin, mit multidisziplinären Teams Vor-Ort-Besichtigungen von für die Sicherheit wichtigen Anlagen durchzuführen, um deren Konformität sicherzustellen. Die für diesen ersten Teil des Vorgehens im Rahmen der VD4 von Blayais 4 ausgewählten EIPS-Anlagen sind:

- die Speisepumpen der ASG-Dampferzeuger,
- der Notwasservorratsbehälter der ASG-Dampferzeuger,
- die Zwischenkühlwasser-Wärmetauscher RRI/SEC,
- die gefilterten Rohwasser-Versorgungspumpen SEC,
- die Notstromaggregate LHP und LHQ.

Diese als „CONF1“ bezeichneten Vor-Ort-Besichtigungen fanden im Juni 2022 am Block Nr. 4 statt.

Alle im Rahmen des Programms zum Thema „ECOT-Vor-Ort-Besichtigungen (CONF1)“ geforderten Prüfungen wurden durchgeführt. Es wurden keine Abweichungen festgestellt. Fünf bei diesen Prüfungen festgestellte geringfügige Mängel werden derzeit gemäß den Vorgaben des Kernkraftwerksbetreibers behoben.

Entsprechend den Zielen des ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfungen zum Thema „Ergänzende ECOT-Vor-Ort-Besichtigungen (CONF1)“ ermöglichten es, die Konformität des Blocks Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais mit den zu Beginn der Überprüfung geltenden Vorgaben zu bewerten, um die Sicherheit der Anlage in Fortführung der vorherigen Überprüfung unter Einbeziehung der Betriebserfahrungen zwischen den Überprüfungen zu festigen.

Thema „Gezielte ergänzende Kontrollen“

Das Ziel des Themas „Gezielte ergänzende Kontrollen“ besteht darin, die ergänzenden Kontrollen zur ECOT VD4 gemäß den von EDF im Rahmen des Prüfverfahrens zur ECOT VD4 900 MWe eingenommenen Standpunkten und ergriffenen Maßnahmen sowie als Reaktion auf die Empfehlungen Nr. 4, 5 und 6 aus dem technischen Gutachten des IRSN vom 6. März 2019 durchzuführen.

Alle im Rahmen des Programms zum Thema „Ergänzende ECOT-Prüfungen“ geforderten Prüfungen wurden durchgeführt.

Die bei den Kontrollen festgestellten Unregelmäßigkeiten wurden analysiert und behoben. Bei diesen Kontrollen wurden keine Abweichungen festgestellt.

Entsprechend den Zielen des ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfungen zum Thema „Ergänzende ECOT-Kontrollen“ ermöglichten es, die Konformität des Blocks Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais mit den zu Beginn der Überprüfung geltenden Vorgaben zu bewerten, um die Sicherheit der Anlage in Fortführung der vorherigen Überprüfung zu festigen und dabei die Betriebserfahrungen aus der Zeit zwischen den Überprüfungen zu berücksichtigen.

1.2.2. Nicht-radiologische Risiken

1.2.2.1. Beherrschung der behördlichen Konformität – Allgemeiner Teil – Stufe

Die wichtigsten für die CPY-Stufe geltenden Rechtsvorschriften in Bezug auf konventionelle Risiken sind:

- Titel IX von Buch V des Umweltgesetzbuchs über die nukleare Sicherheit und grundlegende kerntechnische Anlagen, insbesondere die Artikel L.593-18 und L.593-19;
- Geänderter Erlass vom 7. Februar 2012 zur Festlegung der allgemeinen Vorschriften für kerntechnische Basisanlagen;
- Beschluss Nr. 2013-DC-0360 der Behörde für nukleare Sicherheit vom 16. Juli 2013, betreffend die Begrenzung von Belästigungen sowie der Auswirkungen von Kernanlagen der Grundausstattung auf Gesundheit und Umwelt, genehmigt durch den Erlass vom 9. August 2013, geändert durch den Erlass vom 5. Dezember 2016 zur Genehmigung des Beschlusses Nr. 2016-DC-0569.

Die Einhaltung der Vorschriften durch die Anlage wird durch eine Abfolge von Schlüsselschritten sichergestellt: Ermittlung der Rechtsvorschriften und Anforderungen, Bewertung des jeweiligen Konformitätsstatus, Bearbeitung der teilweise oder nicht eingehaltenen Anforderungen im Rahmen des Konformitätsmanagements sowie regelmäßige Neubewertung des Konformitätsstatus.

Spezifischer Teil zu Block 4 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais weist im Hinblick auf den „Palier“-Zustand keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Ergebnisse der Überwachung der Einhaltung der behördlichen Vorschriften sind in Teil II – Kapitel 1 – § 1.1.2.2 dargestellt.

Im Rahmen der Anforderungen an das Compliance-Management in Bezug auf nicht-radiologische Risiken hat das Kernkraftwerk Blayais Studien durchgeführt, um seine Eindämmungsstrategie gemäß Artikel 4.3.6 des Beschlusses Nr. 2013-DC-0360 zu verbessern. Der Studienbericht zur Analyse der Machbarkeit der Eindämmung einer Freisetzung (infolge einer Handhabung oder eines Unfalls) in Verbindung mit Regenwasser wurde der ASN im Juni 2021 übermittelt. Die Änderungen PNPE1396 Band I und PNPE1441 Bände F und G „Eindämmung von Flüssigkeiten: Kumulierung mit Regenwasser“, die die Eindämmung einer Freisetzung gefährlicher oder radioaktiver Stoffe in Verbindung mit Regenwasser gewährleisten sollen, werden derzeit im Kernkraftwerk Blayais umgesetzt und spätestens bis 2030 abgeschlossen sein.

Die übrigen in diesen Texten identifizierten Anforderungen an das Compliance-Management fallen nicht in den Bereich der Risiken oder haben keine Auswirkungen auf die geschützten Interessen.

1.2.2.2. Einhaltung der festgelegten Anforderungen in Bezug auf die EIPR – Allgemeiner Teil – Stufe

Artikel 1.3 des geänderten Erlasses vom 7. Februar 2012 definiert somit ein wichtiges Element für den Schutz:
„wichtiges Element für den Schutz der in Artikel L.593-1 des Umweltgesetzbuchs genannten Interessen (öffentliche Sicherheit, Gesundheit und Hygiene, Natur- und Umweltschutz), d. h. Bauwerk,

Ausrüstung, System (geplant oder ungeplant), Material, Komponente oder Software, die in einer kerntechnischen Anlage vorhanden ist oder unter der Verantwortung des Betreibers steht und eine für den in Artikel L.597-7 Absatz 2 des Umweltgesetzbuchs genannten Nachweis erforderliche Funktion erfüllt oder die Überprüfung dieser Funktion gewährleistet.“

Die für den Schutz der Interessen vor konventionellen Risiken wichtigen Elemente (EIPR) der CPY-Stufe sind die Rückhaltebecken und Auffanggruben, die als letzte Barriere (Bauwerk, bei dem mindestens eine Seite in direktem Kontakt mit der Umwelt steht) identifiziert wurden und eine letzte Barriere für den Umweltschutz darstellen.

Ein den Risiken angemessenes Vorgehen, das auf der Gefährlichkeit der flüssigen Stoffe und den gelagerten Mengen basiert, ermöglicht es, Stoffe zu identifizieren, die *„aus ökologischer Sicht besondere Beachtung verdienen*“. Für diese Stoffe werden die EIPR auf aktive Anlagen ausgeweitet, die zur Rückhaltung von Flüssigkeiten beitragen. Darüber hinaus stellen die letzten Bauwerke im Regenwassernetz als letzte Isolationsbauwerke vor der Einleitung in die Umwelt ebenfalls EIPR dar.

Die Einhaltung der festgelegten Anforderungen an die EIPR wird durch eine regelmäßige Überprüfung ihrer ordnungsgemäßen Funktion und Positionierung sichergestellt. Für die historischen EIPR (Sammelgruben und Endrückhaltebecken) wurde beschlossen, eine Bilanz über die Umsetzung der vorbeugenden Instandhaltungsprogramme zu ziehen. Ein solcher Ansatz läuft darauf hinaus, eine Bilanz des Instandhaltungsprogramms für den Tiefbau zu ziehen, was im Übrigen bereits im Rahmen des Themas „Tiefbau“ des ECOT des 4. RP 900 gefordert wird (vgl. Teil I – Kapitel 1 – Abschnitt 1 – § 1.2.1). Dies trägt zur Erfüllung der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [INC-A] bei. Ergänzend dazu hat EDF die Angemessenheit der laufenden Kontroll- und Instandhaltungsmaßnahmen im Hinblick auf ihre Ziele und die entsprechenden besten verfügbaren Techniken erneut überprüft.

Es wurde eine Liste der neuen Anlagen erstellt, die den EIPR-Status aufweisen (aktive Anlagen *mit „beachtlichen* Umweltauswirkungen“ und endgültige Bauwerke im Bereich SEO).

Spezifischer Teil zum Block 4 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Bilanz zum Zustand des Blocks

Gemäß der im Rahmen des ECOT des 4. RP 900 geforderten Planung wurden die historischen EIPR des Blocks Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais überprüft. Es wurden vier Abweichungen festgestellt und an den betroffenen Bauwerken behoben.

1.2.2.3. Zusätzliche Untersuchungen an unterirdischen Bauwerken –

Allgemeiner Teil „Palier“

Das Programm *„Unterirdische oder in schwer zugänglichen Kanälen verlegte* Rohrleitungen“ ist ein im Rahmen des 4. RP 900 durchgeführtes ergänzendes Kontrollprogramm.

Der umgesetzte Ansatz erfolgt in vier Schritten:

1. Risikoanalyse:

   Phase 1: Erfassung der Eingabedaten und Bestandsaufnahme der Rohrleitungen,

   Phase 2: elektronische Verarbeitung dieser Daten und Analyse der Ergebnisse, Phase

   3: Festlegung der durchzuführenden Inspektionen.

2. Inspektionen vor Ort: Inspektionen von außen und/oder von innen je nach Konfiguration der Rohrleitungen,

3. Diagnosen,
4. Gegebenenfalls Reparaturen an den Rohrleitungen oder ein Programm zur Überwachung bzw. zum Austausch.

Spezifischer Teil zu Block 4 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais weist hinsichtlich des Zustands „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Bewertung der Betriebsfähigkeit der unterirdischen und in schwer zugänglichen Kanälen verlegten Rohrleitungen des Kernkraftwerks Blayais über die VD4 hinaus basiert auf der „Fitness For Service“-Methode (FFS), die sich an der internationalen Praxis und den Ergebnissen von Kontrollen mittels Ferninspektion (ITV) orientiert.

Ziel der FFS-Methode ist es, die Eignung der Rohrleitungen zur Erfüllung ihrer Funktion bis zum Jahr 2035 (10 Jahre nach der letzten VD4 des Kernkraftwerks Blayais) nachzuweisen.

Im Rahmen des für das Kernkraftwerk Blayais geltenden Programms für unterirdische Rohrleitungen wurden Rohrleitungsinspektionen an den Systemen JPU, KER, RPE, SAT, SDX, SEA, SEK, SEP, SER, SGZ, SRE, SVA und TER durchgeführt.

Ultraschall-Dickenmessungen wurden an den Systemen JPU, KER, RPE, SAT, SEA, SEK, SEP, SER, SGZ, SRE, SVA und TER durchgeführt.

Bei diesen Systemen – mit Ausnahme des JPU-Netzes – ermöglicht die FFS-Methode die Bestätigung der Eignung der geprüften Rohrleitungen, ihre Funktion bei VD4+10 Jahren zu gewährleisten.

Was das JPU-System betrifft, so konnte mithilfe der FFS-Methode die Eignung von 2 der 6 untersuchten Abschnitte bestätigt werden. Bei 4 Abschnitten hatte sich nämlich Erde an den Rohrleitungen angesammelt, sodass keine Wanddickenmessungen durchgeführt werden konnten. Um die Analyse zu vervollständigen, wurden JPU-Abschnitte anlässlich der im Rahmen der Bauarbeiten für das Lokale Krisenzentrum (CCL) durchgeführten Umleitung der Leitungsnetze entnommen. An diesen Abschnitten wurden eine Oberflächenvorbereitung sowie Dickenmessungen im Labor durchgeführt. Die Anwendung der FFS-Methode ermöglicht es, die Eignung der geprüften Rohrleitungen zur Erfüllung ihrer Funktion bei VD4+10 Jahren zu bestätigen.

Es wurden ebenfalls SEP-Abschnitte entnommen und im Labor einer Wanddickenmessung unterzogen. Die Anwendung der FFS-Methode ermöglicht es, die Funktionsfähigkeit der geprüften Rohrleitungen zu bestätigen.

1.3. FAZIT

Die Überprüfung der Übereinstimmung der Blöcke mit dem Referenzzustand erfolgt vor Ort auf der Grundlage:

- *vor Ort* durchgeführten Kontrollen durch den Betreiber;
- einer Prüfung der Betriebsunterlagen, der Kontroll- oder Prüfprogramme, der Betriebsanweisungen und Richtlinien sowie der zugehörigen Pläne und Schemata.

Die im Rahmen des Konformitätsprüfungsprogramms vorgeschriebenen Kontrollen sowie die ergänzenden Kontrollen zur ECOT (Vor-Ort-Besichtigungen und gezielte Kontrollen) wurden am Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen seiner regelmäßigen Überprüfung im Rahmen der 4. zehnjährigen Inspektion durchgeführt.

Die festgestellten Mängel und Abweichungen wurden analysiert, begründet und/oder behoben, mit Ausnahme von fünf Mängeln im Bereich „Vor-Ort-Besichtigung“, die derzeit bearbeitet werden.

Abgesehen davon wurden alle Abweichungen im Zusammenhang mit den im Rahmen der Konformitätsprüfung durchgeführten Kontrollen behoben.

Zusammenfassend lässt sich sagen, dass die im Rahmen der Konformitätsprüfung des Blocks Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais durchgeführten Kontrollen und Maßnahmen dazu beigetragen haben, den Nachweis der Eignung für die Fortsetzung des Betriebs dieses Blocks für den Zehnjahreszeitraum VD4-VD5 unter zufriedenstellenden Sicherheitsbedingungen zu untermauern.

Was die Umsetzung des Programms für unterirdische Rohrleitungen im Kernkraftwerk Blayais betrifft, so konnte mithilfe der FFS-Methode die Eignung der inspizierten Rohrleitungen zur Erfüllung ihrer Funktion bei VD4+10 Jahren bestätigt werden.

ABSCHNITT 2: PROGRAMM FÜR ERGÄNZENDE UNTERSUCHUNGEN (PIC)

2. PROGRAMM FÜR ERGÄNZENDE UNTERSUCHUNGEN (PIC) _____37
2.1. ZIEL.....37
2.2. ANTWORT.....37
2.3. FAZIT.....38

2. PROGRAMM FÜR ERGÄNZENDE UNTERSUCHUNGEN (PIC)

2.1. ZIEL

Die Durchführung des Programms für ergänzende Untersuchungen „PIC“ zielt darauf ab, die Angemessenheit der vorbeugenden Instandhaltung der Anlagen zu untermauern und sicherzustellen, dass in Bereichen, die üblicherweise nicht überprüft werden, keine Betriebsschäden vorliegen.

Bislang wurden PIC im Rahmen der zweiten und dritten Zehnjahresinspektionen der 900-MWe- und 1300-MWe-Blöcke sowie der zweiten Zehnjahresinspektionen der 1450-MWe-Blöcke erstellt und umgesetzt. Die im Rahmen des PIC vorgeschlagenen Prüfungen werden ergänzend zu den geltenden Überwachungs- und Instandhaltungsrichtlinien festgelegt.

Das Hauptziel des PIC besteht darin, sicherzustellen, dass die in den Instandhaltungsprogrammen zugrunde gelegten Annahmen, wonach in Bereichen, die als nicht beschädigungsanfällig gelten und nicht überwacht werden, keine Verschlechterung eintritt, nicht in Frage gestellt werden.

2.2. ANTWORT

Allgemeiner Teil – Lager

Der Ansatz zur Erstellung des PIC besteht darin, die Angemessenheit zwischen der durchgeführten Instandhaltung und dem Kenntnisstand über die identifizierten Verschleißmechanismen im Betrieb zu analysieren. Er stützt sich hauptsächlich auf:

- der Analyse des Instandhaltungs- und Überwachungsreferenzrahmens,
- den Erfahrungen aus früheren PICs,
- der Analyse des Alterungsmanagementprozesses,
- den Erfahrungswerten aus dem nationalen und internationalen Betrieb,
- der Analyse der im Rahmen des ECOT-Programms ausgewählten Themen,
- die Analyse der Aufrechterhaltung der Qualifikation von unter Unfallbedingungen qualifizierten Ausrüstungen (MQCA).

Dieser Ansatz ermöglicht die Erstellung eines Untersuchungsprogramms auf der Grundlage der Prüfung der für den Schutz der Interessen wichtigen Elemente (EIP), die nicht Gegenstand eines speziellen regelmäßigen Überwachungsprogramms sind.

Dieses Untersuchungsprogramm legt die zu untersuchenden Bereiche, die zerstörungsfreien Prüfungen und die durchzuführenden Gutachten fest und präzisiert dabei die angestrebten Ziele sowie die Begründungen für die Auswahl dieser Bereiche. Zerstörungsfreie Prüfungen werden gegenüber Gutachten bevorzugt.

Die Prüfungen werden stichprobenartig verteilt, um zu vermeiden, dass dieselben Prüfungen an mehreren Blöcken desselben Standorts durchgeführt werden. Die Auswahl der Blöcke CPY oder CP0 basiert auf der Analyse der verschiedenen Auslegungskonfigurationen der Blöcke oder der Stufe (sofern keine Besonderheiten vorliegen, richtet sich die Auswahl nach einer angemessenen Verteilung auf die verschiedenen zwischen 2019 und 2023 geplanten Zehnjahresinspektionen).

Die vorgesehenen Untersuchungen werden im Wesentlichen im Rahmen der Zehnjahresinspektionen durchgeführt. Werden bei diesen Untersuchungen Auffälligkeiten festgestellt, werden diese gemäß den geltenden Vorschriften behandelt. Gegebenenfalls, im Falle der Entdeckung eines unerwarteten Mechanismus:

- wird die ursprünglich vorgeschlagene Stichprobe entsprechend der Bewertung des mit der Feststellung dieses Mechanismus verbundenen Risikos erweitert (reaktive Aktualisierung innerhalb von 6 Monaten),
- wird das Instandhaltungskonzept innerhalb von zwei Jahren nach Erstellung der Gesamtzusammenfassung des PIC und nach Auswertung der konsolidierten Ergebnisse aktualisiert.

Die Anwendung der Methodik zur Festlegung des Umfangs des PIC 4. RP 900 führte zur Auswahl von drei Bereichen, die die EIP abdecken:

- Bereich *„Schaltungen und Geräte CPP und* CSP“,
- Bereich *„Schaltungen und Geräte außerhalb von CPP und* CSP“,
- Bereich *„Tiefbau*“.

Was den Bereich *„Elektrische Ausrüstung und* Leittechnik“ betrifft, werden im Rahmen des PIC 4. RP 900 keine Maßnahmen durchgeführt, da alle EIP Gegenstand einer systematischen Untersuchung (und gegebenenfalls damit verbundener Untersuchungen) waren, die darauf abzielte, ihre Qualifizierung auf Unfallbedingungen auszuweiten (siehe Teil III – Abschnitt 2).

Es ist anzumerken, dass der Untersuchungsumfang die Strukturen und Komponenten berücksichtigt, die zur Sicherheit der Lagerung im Brennelementbecken, zur Begrenzung von Freisetzungen in die Umwelt und zur Zuverlässigkeit der Kreisläufe beitragen, die eine Funktion nach einem Unfall gewährleisten.

Blockspezifischer Teil 4 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Blayais ist nicht Teil des Programms für ergänzende Untersuchungen des 4. RP 900.

2.3. FAZIT

Die im Rahmen des PIC vorgesehenen Untersuchungen werden während der 4. Zehnjahresinspektionen durchgeführt. Werden bei diesen Untersuchungen Schäden festgestellt, werden diese gemäß den Verfahren behoben. Sollten gegebenenfalls Hinweise auf vermutete Schäden vorliegen, werden daraus Konsequenzen für das Instandhaltungskonzept abgeleitet.

Das PIC ist Teil eines Ansatzes, der darauf abzielt, die Annahmen zu untermauern, dass in Betrieb keine nennenswerten Verschleißerscheinungen an üblicherweise nicht überwachten Bereichen aufgetreten sind. Das PIC trägt zur zehnjährigen Konformitätsprüfung der Anlagen bei.

Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais ist nicht Teil des Programms für ergänzende Untersuchungen des 4. RP 900.

ABSCHNITT 3: BEHANDLUNG VON SICHERHEITSBEDEUTENDEN EREIGNISSEN (ESS) DER STUFE 1 ODER HÖHER AUF DER INES-SKALA SOWIE VON UMWELTBEDEUTENDEN EREIGNISSEN (ESE) IM ZUSAMMENHANG MIT FLÜSSIGKEITSINKAPSELUNG

3. BEHANDLUNG VON SICHERHEITSBEDEUTENDEN EREIGNISSEN (ESS) DER STUFE 1 ODER HÖHER AUF DER INES-SKALA SOWIE VON UMWELTBEDEUTENDEN EREIGNISSEN (ESE) IM ZUSAMMENHANG MIT FLÜSSIGKEITS-EINDÄMMUNG 41

3.1. ZIEL 41
3.2. REAKTION 41
3.2.1. Generische ESS-Lager 41
3.2.2. ESS speziell für Block 4 des Kernkraftwerks Blayais 41
3.2.3. ESE zur Flüssigkeitseindämmung des Kernkraftwerks Blayais 42
3.3. FAZIT 44

3. BEHANDLUNG VON SICHERHEITSBEDENKLICHEN EREIGNISSEN (ESS) DER STUFE 1 ODER HÖHER AUF DER INES-SKALA SOWIE VON UMWELTBEDENKLICHEN EREIGNISSEN (ESE) IM ZUSAMMENHANG MIT DER FLÜSSIGKEITSEINDÄMMUNG

3.1. ZIEL

Gemäß den Artikeln 2.6.1 bis 2.6.5 des Erlasses vom 7. Februar 2012, dem sogenannten „INB-Erlass“, zielt der von EDF umgesetzte Prozess zum Umgang mit Abweichungen darauf ab:

- Abweichungen in Bezug auf seine Anlagen zu erkennen;
- die festgestellten Abweichungen zu analysieren, um deren Bedeutung im Hinblick auf die geschützten Interessen zu ermitteln;
- die festgestellten Abweichungen innerhalb von Fristen zu bearbeiten, die den Herausforderungen angemessen sind;
- gegebenenfalls diese Abweichungen so schnell wie möglich gemäß den von der ASN festgelegten Kriterien als bedeutende Ereignisse zu melden und sie anschließend eingehend zu analysieren, um daraus Lehren zu ziehen und vorbeugende, abhelfende und korrigierende Maßnahmen festzulegen.

Jedes sicherheitsrelevante Ereignis (ESS) wird gemäß der internationalen INES-Skala (Internationale Skala zur Einstufung der Schwere nuklearer und radiologischer Ereignisse) klassifiziert.

Ziel der nachstehend dargestellten Übersicht ist es, die Ereignisse zu identifizieren, die zur Meldung eines ESS der Stufe 1 oder höher auf der INES-Skala geführt haben und die bis zum Ende der 4. VD noch nicht behoben waren, sowie die Vorgehensweise bei der Bearbeitung und die damit verbundenen Fristen zu ermitteln.

Darüber hinaus bedeutet der Begriff „flüssige Rückhaltung“, dass die im Rahmen des normalen Betriebs der Kernkraftwerksblöcke aus Behältern, durch Rohrleitungen und alle anderen für den Betrieb der Blöcke erforderlichen Einrichtungen beförderten flüssigen Stoffe innerhalb der Anlagen, in denen sie zirkulieren, zurückgehalten werden. Ist diese Einschließung nicht mehr gewährleistet, stellt dies eine Abweichung dar, die je nach ihren Auswirkungen Gegenstand einer Meldung eines für die Umwelt bedeutenden Ereignisses (ESE) sein kann.

Ziel der nachstehend dargestellten Bestandsaufnahme ist es, die Ereignisse zu identifizieren, die zur Meldung eines ESE im Zusammenhang mit nicht resorbierten Flüssigkeitsrückständen am Ende der 4. VD geführt haben, sowie die Behandlungsmodalitäten und die damit verbundenen Fristen zu ermitteln.

3.2. ANTWORT

3.2.1. Generische ESS-Ebenen

Alle Ereignisse, die zu einer Meldung eines ESE der Stufe 1 oder höher auf der INES-Skala geführt haben, wurden bearbeitet.

3.2.2. Spezifische ESS für Block 4 des Kernkraftwerks Blayais

Bei der Wiederinbetriebnahme nach Abschluss der 4. Zehnjahresinspektion weist Block 4 lediglich ein gemeldetes und auf Stufe 1 der INES-Skala eingestuftes ESE auf, für das Korrekturmaßnahmen vorgesehen, jedoch noch nicht abgeschlossen sind. Es handelt sich um die am 13. September 2025 verspätet festgestellte Betriebsunfähigkeit der Turbopumpe 4 ASG 003 PO aufgrund einer Volldichtung, die im Anschluss an die während der zehnjährigen Inspektion durchgeführten Wartungsarbeiten an der Ansaugseite eingebaut worden war. Diese Dichtung wurde inzwischen entfernt, um die volle Betriebsbereitschaft dieser Turbopumpe wiederherzustellen. Bestimmte Maßnahmen, die sich aus der Auswertung des Berichts über das damit verbundene bedeutende Ereignis ergeben, werden derzeit umgesetzt:

- Von dem Unternehmen SULZER einholen und überprüfen, ob es die Anforderungen hinsichtlich des Managements vorübergehender Änderungen an der Anlage erfüllt. EDF wird dieses Unternehmen im Jahr 2026 verstärkt überwachen. Frist für die Umsetzung der Maßnahme: 15. Dezember 2026.
- Durchführung einer Schulungsmaßnahme zu vorübergehenden Änderungen an der Anlage im Bereich

der Abteilung „Rotierende Maschinen“ durch. Frist für die Umsetzung der Maßnahme: 15. Juni 2026.

- Erstellung eines Fahrplans zur Sicherheitskultur in den Fachbereichen der Abteilungen für rotierende Maschinen und statische Maschinen sowie Festlegung der Rollen und Verantwortlichkeiten dieser Abteilungen bei grenzüberschreitenden Aktivitäten. Frist für die Umsetzung der Maßnahme: 15. Juni 2026.
- Die Wirksamkeitsprüfung besteht darin, anhand der Nachverfolgungsdatei zur Herstellung der Volldichtungen stichprobenartig zu kontrollieren, ob der Prozess der vorübergehenden Änderung der Anlage ordnungsgemäß umgesetzt wurde. Frist für die Umsetzung der Maßnahme: 16. Juni 2027.

Die sicherheitsrelevanten Auswirkungen des Vorfalls wurden durch die Entfernung der Volldichtung behoben, und die Umsetzung der oben genannten Präventivmaßnahmen wird eine Wiederholung des Vorfalls verhindern.

3.2.3. ESE bezüglich der Flüssigkeitseindämmung des Kernkraftwerks Blayais

Alle Abweichungen im Sinne des INB-Erlasses, die zu einer ESE-Meldung im Zusammenhang mit der Flüssigkeitseindämmung geführt haben, wurden behoben, mit Ausnahme der beiden nachstehend aufgeführten Punkte, deren Bearbeitung aufgrund ihrer Komplexität noch aussteht

- Der erste Punkt bezieht sich auf die ESE vom 27.09.2018, die einen Abfluss von Abwässern unter dem BAN 8 durch eine Undichtigkeit der letzten Rückhaltevorrichtung, bestehend aus dem Boden des BAN 8, betrifft. Der Standort hat Maßnahmen ergriffen, die verschiedene Aspekte des Problems abdecken, um Auswirkungen auf die Umwelt zu vermeiden und vorzubeugen.
  - Bereich Tiefbau:
    - Die Reparatur eines durchgehenden Risses, der im Dezember 2019 in der CRF-Kasematte Nr. 7 festgestellt wurde.
    - Die Öffnung der 8 CRF-Kasematten und der 2 sogenannten „blinden“ Stollen, die sich zwischen den CRF-Zuführstollen (jeweils zwischen 1 und 3 einerseits und 5 und 7 andererseits) befinden, wurde 2021 abgeschlossen.
    - In mehreren Bereichen der beiden BAN wurden Kamerainspektionen der RPE-Rinnen und der Bodenabläufe durchgeführt, um Anomalien im Hochbau oder im RPE-Rohrleitungsnetz aufzudecken, die die Wasserdichtigkeit des BAN-Bodens beeinträchtigen könnten:
      - Im Jahr 2022 wurden im BAN 9 Mängel behoben, die die Wasserdichtigkeit der Rinnen nicht beeinträchtigten. Eine Kernbohrung zwischen einem Abschnitt der RPE-Rinne auf Höhe des BAN 9 bei 0 m und dem darunter liegenden Raum wurde im März 2023 wieder verschlossen.
      - Im Jahr 2023 wurden im BAN 8 Mängel behoben, die die Wasserdichtigkeit der Rinnen nicht beeinträchtigten. Im Jahr 2025 wurde eine Undichtigkeit an einer Kreuzung der RPE-Leitungsnetze behoben. Die Reparatur einer zweiten Undichtigkeit wird derzeit geprüft (Schwierigkeiten aufgrund der Einsatzbedingungen).
    - Die Begutachtung der Kasematten unter dem Boden der BAN 8 und 9 wurde auf einen Zweijahresrhythmus verkürzt. Die letzte Begutachtungsrunde begann im Jahr 2025, und die ersten Ergebnisse lassen keine neuen durchgehenden Risse erkennen.
  - Bereich Überwachung:
    - Die Überwachung der Grundwasserschichten unter den Anlagen erfolgt mittels Piezometer. Die zahlreichen Daten zur Tritium-Aktivitätskonzentration, die seit mehreren Jahren unter 10 Bq/L liegen, bestätigen das Fehlen einer Anreicherung sowohl im Grundwasser innerhalb der Schlitzwände der Reaktoren 1, 2, 3 und 4 als auch im Grundwasser außerhalb der Schlitzwände auf dem Gelände der INB von Blayais. Die Überwachung der Tritium-Volumenaktivität am Piezometer 0 SEZ 109 PZ in der Nähe des BK von Reaktor 1 liegt seit Januar 2023 ebenfalls unter 10 Bq/L.

- Es finden regelmäßige Begehungen in den CRF-Kazematten, den Sackstollen und den Vorspannstollen der BR der Reaktoren 1 bis 4 statt, um sicherzustellen, dass sich das vorhandene Abwasser nicht verändert.

- Bereich Abwasserreinigung:

  - Das Programm zum Abpumpen der Abwässer aus den CRF-Kazematten ist seit mehreren Jahren in Kraft. Die im Jahr 2025 und zuvor gemessenen Werte der Tritium-Aktivitätskonzentration liegen am Brunnen BK2-15 sehr regelmäßig unter 5 Bq/l und am Brunnen BK4-15 zwischen 20 Bq/l und 35 Bq/l.

Die vom Kernkraftwerk CNPE durchgeführten Maßnahmen umfassen:

- Untersuchungen zum Eindringen von Abwasser in die RPE-Auffangrinnen und in die darunter liegenden Räume.
- Die Behebung von Mängeln an den Anlagen der RPE-Rinnen
- Die regelmäßige Begutachtung der Kammern unter dem Boden der BAN
- Die Fortsetzung der Pumpvorgänge in den CRF-Kammern, um über mehrere Jahre hinweg gemessene Tritium-Aktivitätswerte von unter 50 Bq/L aufrechtzuerhalten und sicherzustellen, dass keine neuen Tritium-Markierungsquellen auftreten.

- Das zweite Thema steht im Zusammenhang mit den beiden ESE bezüglich der bestätigten Überschreitungen des Schwellenwerts S2 (1000 µg/L) der HCt-Konzentration (Gesamtkohlenwasserstoffe), die an den Piezometern 0 SEZ 106 PZ und 0 SEZ 119 PZ gemessen und am 11.12.2018 bzw. am 17.12.2021 gemeldet wurden. Diese Ereignisse stehen im Zusammenhang mit dem Nachweis von Kohlenwasserstoffspuren im Boden im Jahr 2011. Es handelt sich um die Wiederholung einer punktuellen Verunreinigung durch Auswaschung von Kohlenwasserstoffen. Es gab keine Auswirkungen auf die Umwelt, da dieses Phänomen auf das Grundwasser innerhalb der Schlitzwände der Reaktoren 1, 2, 3 und 4 im Bereich der Haupttransformatoren der Reaktoren 1 und 3 beschränkt bleibt. Folgende Maßnahmen wurden umgesetzt:

  - Anpassung der kurzfristigen Überwachungsmaßnahmen: verstärkte Absorption (3 Absorber mit einem Austauschkriterium ab 20 % Sättigung), sofortige Anpassung der Messhäufigkeit ab der ersten Überschreitung des Schwellenwerts (monatlich, zweimonatlich oder wöchentlich, je nach Situation);

  - Aktualisierung des nach der Entdeckung der Markierung erstellten Managementplans, um die Überwachungsmaßnahmen wieder aufzunehmen und ein Erreichen des Schwellenwerts S2 zu verhindern, mit Unterstützung nationaler Experten;

  - Laboruntersuchung der Fähigkeit von Mikroorganismen, Kohlenwasserstoffe abzubauen;

  - Die Machbarkeitsstudie zu einem beschleunigten biologischen Abbau der Kohlenwasserstoffe kommt zu dem Schluss, dass Sauerstoff und Nährstoffe über ein dichtes Netz von Injektionsbohrlöchern in den Boden eingeleitet werden müssen. Solche Arbeiten sind im Untersuchungsgebiet aufgrund der beengten Platzverhältnisse im Untergrund nicht durchführbar. Diese Behandlungslösung wurde daher nicht gewählt;

  - Die passive Abscheidung mithilfe von oleophilen Absorbern wird an zwei Piezometern fortgesetzt. Mit dieser Abscheidevorrichtung konnten seit ihrer Inbetriebnahme bis Ende 2023 insgesamt 59 kg reine Kohlenwasserstoffe aus den beiden Piezometern gewonnen werden.

  - Festlegung einer Methode zur Charakterisierung der Zugehörigkeit zur historischen Markierung im Falle einer Veränderung des überwachten HCT-Parameters;

  - Festlegung eines Vorgehens bei Überschreitung eines Schwellenwerts im Zusammenhang mit der historischen Markierung.

3.3. FAZIT

Die Analyse zeigt, dass alle Konformitätsabweichungen, die Gegenstand von sicherheitsrelevanten Ereignissen (ESS) der Stufe 1 oder höher auf der INES-Skala waren, für den Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais anlässlich seiner 4. Zehnjahresinspektion durch materielle oder konzeptionelle Änderungen beseitigt wurden, mitmit Ausnahme eines ESS, dessen Auswirkungen auf die Sicherheit zwar behandelt wurden, für den jedoch die Umsetzung der Präventivmaßnahmen noch im Gange ist, sowie von drei ESE, für die Übergangsmaßnahmen umgesetzt wurden, bis eine dauerhafte Lösung gefunden ist, um deren Auswirkungen auf die Umwelt zu kontrollieren.

ABSCHNITT 4: KONFORMITÄTSÜBERPRÜFUNG DER SYSTEME

4. KONFORMITÄTSÜBERPRÜFUNGEN DER SYSTEME ____ 47

4.1. ZIEL 47
4.2. ANTWORT 47
4.2.1. Übersicht über Stromquellen 47
4.2.2. Konformität der Funktion „RIS-EAS-Umluftbetrieb“ 49
4.2.2.1 Überblick über die Funktion „RIS-EAS-Umluftbetrieb“ 50
4.2.2.2 Erörterung der Ergebnisse der Überprüfung im Rahmen der Ständigen Arbeitsgruppe für Unfalluntersuchungen des 4 RP 900 51
4.2.2.3 Schlussfolgerung 52
4.2.3. Aktionsplan zur Belüftung (PAV) 53
4.2.4. Ergänzende Systemüberprüfungen 55
4.3. FAZIT 57

4. KONFORMITÄTSPRÜFUNGEN DER SYSTEME

4.1. ZIEL

Im Anschluss an die Sitzung der Ständigen Gruppe für Leitlinien (GPO) zum 4. RP 900 hat die ASN den Antrag CONF Nr. 4 bezüglich des Programms zur Überprüfung der Basissysteme formuliert.

> Ziel ist es, die wichtigsten sicherheitsrelevanten Systeme zu identifizieren, deren Auslegungsstudien seit der Inbetriebnahme der Anlagen nicht überprüft wurden, bei denen die Betriebserfahrungen ungünstig sind oder bei denen ein Ausfall das Risiko einer Kernschmelze im Störfall erheblich erhöhen würde, und ein Programm zur Überprüfung dieser Systeme durchzuführen, um deren Konformität zu überprüfen.

4.2. ANTWORT

Der Prozess der regelmäßigen Überprüfung veranlasst EDF dazu, alle 10 Jahre die Sicherheit seiner Anlagen neu zu bewerten und somit die Konstruktionsunterlagen im Hinblick auf die ausgewählten Analysethemen erneut zu prüfen. Dieser Ansatz stützt sich auf nationale und internationale Erfahrungen aus Betriebsereignissen.

So basiert die ursprüngliche Auslegung der Reaktoren auf einem Ansatz zur Dimensionierung von Sicherheitssystemen für Stör- und Unfallsituationen im Reaktorkessel, der schrittweise auf den ergänzenden Bereich und anschließend auf Unfälle mit Kernschmelze sowie auf aggressive Einflüsse ausgeweitet wurde. Dies führte zu einer Überprüfung der Auslegungsstudien der Systeme, um deren Übereinstimmung mit den im Sicherheitsnachweis berücksichtigten Daten und Annahmen sicherzustellen (z. B. regelmäßige Prüfungen der Lüftungssysteme und der dazugehörige Aktionsplan).

Darüber hinaus wurde im Rahmen der Weiterführung des Betriebs nach 40 Jahren ein Programm zur Überprüfung der Eignung nach 40 Jahren eingeleitet, um die Gültigkeit der ursprünglichen Auslegungsstudien im Hinblick auf die Alterung sicherzustellen (siehe Teil III – Abschnitt 2).

Für die Analyse der Betriebserfahrungen (REX) an den Systemen stützt sich EDF auf mehrere Informationsquellen, nämlich:

- die Konstruktions-ESS, die auf Konformitätsabweichungen oder Konstruktionsanomalien hinweisen;
- die Zuverlässigkeitsdaten der Anlagen;
- Die Trendanalyse mit probabilistischen Werkzeugen („*Vorläufer*“-Ansatz mit den probabilistischen Sicherheitsstudien), die die deterministische Ereignisanalyse ergänzt.

EDF hat eine Methode zur Identifizierung der Systeme entwickelt, die im Rahmen der Beantwortung einer von der ASN während des GPO formulierten Anfrage überprüft werden müssen. Die daraus resultierende Liste umfasst die Systeme im Zusammenhang mit der Kühlung und dem Schutz des Reaktorkerns, ergänzt um wichtige unterstützende Funktionen (siehe § 4.2.4).

Diese Liste ergänzt die bereits durchgeführten und in den 4. RP 900 integrierten Überprüfungen und Maßnahmen:

- Überprüfung der Systeme im Zusammenhang mit den Stromquellen;
- Konformitätsprüfung der RIS-EAS-Umwälzfunktion;
- Maßnahmenplan „Belüftung“.

4.2.1. Überprüfung der Stromquellen

Allgemeiner Teil „Lager“

Nach mehreren Ausfällen an Anlagen der Stromversorgungssysteme wurde 2017 ergänzend zur im Juni 2016 durchgeführten Betriebsüberprüfung eine Konstruktionsüberprüfung organisiert. Im Jahr 2018 fand im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung eine spezifische Überprüfung der CPY-Stufe statt.

Diese Überprüfungen betrafen die Anlagen (Notstromaggregat GeUS, Notstromturbogenerator LLS, Haupt-Diesel-Notstromaggregate LHP/Q, externe Stromquellen) sowie die Auslegungsmethoden (Berechnung der Zuverlässigkeitsdaten, Wiederherstellung der probabilistischen Sicherheitsmargen usw.). Sie wurden entlang dreier Schwerpunkte durchgeführt:

- Überprüfung der Konformität mit dem Referenzrahmen, einschließlich einer Prognose unter Berücksichtigung neuer Anlagen, die aufgrund der Erfahrungen nach dem Unfall von Fukushima installiert wurden;
- Gemeinsame Analyse der Betriebserfahrungen zwischen der DPN und der Konstruktionsabteilung, um mögliche Ursachen auf der Ebene der Konstruktion zu ermitteln;
- Probabilistische Analyse zur Identifizierung sensibler Anlagenkomponenten, Schwachstellen und Verbesserungspotenziale.

Zu den im Rahmen dieser Überprüfungen beschlossenen Maßnahmen gehören insbesondere folgende, die den CPY-Block betreffen:

- Aufstockung der Bestände an Ersatz-Hilfstransformatoren, die in den Kernkraftwerken eingesetzt werden können;
- Sanierung bestimmter unterirdischer Verbindungen zwischen der RTE-Umspannstation und dem Hilfstransformator;
- Verschärfung der Anforderungen an die technische Qualifikation der Lieferanten und Wartungsdienstleister für Transformatoren;
- Bessere Berücksichtigung der Lüftung als Stützsystem für die Stromquellen in den Studien;
- Detailliertere Modellierung bestimmter Aufgaben in den Modellen zur Unterstützung der probabilistischen Sicherheitsanalysen.

Ergänzend dazu wird die Änderung PNPP1955, die darauf abzielt, die Rückführung von warmer Luft an den Luftkühlern bestimmter Dieselmotoren zu verhindern, auf der CPY-Stufe umgesetzt (mit Ausnahme der Reaktoren des Kraftwerks Cruas).

Zu den im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung eingeleiteten Änderungen gehört der Austausch des LLS-Not-Turbogenerators durch den Not-Dieselgenerator (DUS) (PNPE1152), der an jedem Reaktor im Rahmen der aus den Erfahrungen nach Fukushima resultierenden Änderungen installiert wurde, sowie die Absicherung des DUS durch den DUS des benachbarten Blocks (PNPE1166) zur Stärkung der Zuverlässigkeit der Stromquellen bei.

Was die Hauptdieselgeneratoren betrifft, so wurden die Auslegungsanforderungen anhand der Unterlagen zu den Sicherheitsanforderungen, zur Leistungsbilanz der Dieselgeneratoren, zu den Vorschriften für regelmäßige Prüfungen des LHP/LHQ-Systems, zur Qualifizierungsbilanz und zum Dossier zur Eignung für den weiteren Betrieb überprüft. Die Prüfung dieser Unterlagen zeigt, dass diese Anforderungen erfüllt sind.

Insbesondere wurde die Leistungsbilanz der Dieselmotoren mit einer streng positiven Sicherheitsmarge überprüft.

Um einerseits die im Rahmen der vierten regelmäßigen Überprüfung hinzugefügten neuen Verbraucher zu berücksichtigen und andererseits die Sicherheitsmargen der Leistungsbilanz der Dieselmotoren bei Hitzewellen und insbesondere bei einer Hitzewelle in Verbindung mit einem erschwerenden Umstand (Ausfall eines Dieselmotors) im MDTE-Zustand zu erhöhen, führt EDF drei Änderungen durch:

- keine Entlastung der REA-Wasserpumpen und der durch den Diesel versorgten Heizungen des Druckhalters (PNPE1167 Band A),
- keine Umschaltung der ASG-Motorpumpe, wenn die RRA-Pumpe in Betrieb ist (PNPE1167 Band B),
- den Austausch der Motoren der Lüfter der Luftkühler der Dieselmotoren LHP und LHQ (PNRL1823).

In Anwendung der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [CONF-D] gewährleistet EDF mit einem hohen Maß an Zuverlässigkeit die Stromversorgung aller von jedem Notstromaggregat versorgten Anlagen in allen Situationen des Sicherheitsnachweises. In diesem Zusammenhang weist die Leistungsbilanz jedes Notstromaggregats eine Reserve von mindestens 5 % auf.

Um schließlich die Verlegung neuer Steuer- und Kontrollkabel im Zusammenhang mit den baulichen Änderungen des 4. RP 900 zu ermöglichen, verdichtet EDF bestimmte Kabeltrassen (z. B. durch die Schaffung neuer Verkabelungsachsen mit neuen Kabelkanälen und den dazugehörigen Durchführungen) und errichtet im Rahmen der Projekte PNPE1131 und PNPP1950 einen Doppelboden im hinteren Gang des Kontrollraums sowie in bestimmten Räumen des Elektroraums. Diese Änderungen sind Voraussetzungen für bestimmte Änderungen im Rahmen der periodischen Überprüfung.

Spezifischer Teil zu Block 4 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais weist im Hinblick auf den Stillstandszustand keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderungen:

- PNPE1131 „Verdichtung der elektrischen Architektur der Steuer- und Regelkabelkanäle sowie Leistungskabelkanäle“
- PNPE1152 „Ersatz der Stromversorgung durch den Notstromturbogenerator durch eine Versorgung über den Notstromdiesel“,
- PNPE1167 Band A „Überlastung der CPY-Blockdiesel – Keine Lastumschaltung der REA-Wasserpumpen und bestimmter, durch den Diesel versorgter Notdruckhalter-Heizungen“,
- PNPE1167 Band B „Überlastung der Dieselmotoren der CPY-Blöcke – ASG-Sperre – RRA“,
- PNPP1950 „Einbau eines Doppelbodens in den Schaltanlagenräumen“,
- PNPP1955 „Verbesserung der Kühlung der Dieselmotoren“,
- PNRL1823 „Austausch der Luftkühlventilatoren LHP – LHQ“,

wurden im Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

4.2.2. Konformität der Funktion „RIS-EAS-Rückführung“

Allgemeiner Teil – Lagerung

Im Falle eines Lecks im Primärkreislauf, das nicht durch das volumetrische und chemische Kontrollsystem (RCV-System) ausgeglichen werden kann, ist es zur Sicherstellung der Kühlung des Reaktorkerns erforderlich, borhaltiges Wasser einzuspeisen, um den Wasserverlust durch das Leck auszugleichen. Diese Sicherheitsfunktion wird durch das Sicherheitsinjektionssystem RIS gewährleistet. Um zudem den Druck im Reaktorgebäude zu senken, kann es je nach Ausmaß des Lecks im Primärkreislauf erforderlich sein, zusätzlich das Sprühsystem für den Sicherheitsbehälter (EAS-System) einzusetzen.

Das für den Betrieb der RIS- und EAS-Systeme erforderliche borhaltige Wasser wird zunächst aus dem Sammelbehälter des Aufbereitungs- und Kühlkreislaufs der Lagerbecken (PTR-System) entnommen. Sobald dieser Behälter seinen Mindestfüllstand erreicht hat, schalten die RIS- und EAS-Systeme automatisch in den „Rezirkulationsmodus“ um und saugen das in den Sammelbecken am Boden des Reaktorgebäudes gesammelte Wasser an.

Diese Betriebsweise der RIS- und EAS-Systeme, im Folgenden als „RIS-EAS-Rezirkulationsfunktion“ bezeichnet, wird langfristig zur Ableitung der Restleistung aus dem Reaktorkern genutzt.

4.2.2.1 Überprüfung der Funktion „RIS-EAS-Rezirkulation“

Im Jahr 2009 führte EDF eine Überprüfung der Funktion „*RIS-EAS-Rezirkulation*“ durch, mit dem Ziel, die Zuverlässigkeit dieser Funktion in Unfallsituationen, in denen sie erforderlich ist, nachzuweisen und zu begründen. Die Ergebnisse dieser Überprüfung wurden der ASN Anfang 2010 übermittelt. Die vorgelegten Analysen stellten nach Ansicht der ASN einen Fortschritt beim Nachweis der Zuverlässigkeit dieser Funktion dar.

Anschließend übermittelte EDF der ASN ein detailliertes Arbeitsprogramm, in dem die Hauptschwerpunkte einer zweiten technischen Konformitätsprüfung der Funktion „RIS-EAS-Rückführung“ dargelegt wurden, die Ende 2016 stattfand und deren Schlussfolgerungen bezüglich der CPY-Stufe in diesem Kapitel vorgestellt werden.

❖ **Ziel der Überprüfung**

Ziel ist es, die Konformität der Funktion „RIS-EAS-Rückführung“ des CPY-Lagers im Rahmen des 4 RP 900 nachzuweisen, wobei insbesondere folgende Themenbereiche analysiert werden:

- Thema 1: Verstopfung und „Terme Source Débris“ (TSD).
- Thema 2: Vorhandensein von Lufttaschen in den RIS- und EAS-Rohrleitungen sowie Analyse des Kavitationsrisikos der RIS- und EAS-Pumpen.
- Thema 3: Ergänzende Überprüfung der Funktion „RIS-EAS-Rückführung“ hinsichtlich der Konformität, insbesondere unter Einbeziehung von Analysen zu den die Funktion „RIS-EAS-Rückführung“ unterstützenden Funktionen, zu den Betriebserfahrungen, zu möglichen Abweichungen im Entwurf und zur Vollständigkeit der regelmäßigen Prüfungen.

❖ **Ergebnisse der Überprüfung**

Alle im Rahmen dieser Überprüfung durchgeführten Analysen kamen zu dem Ergebnis, dass die Funktion „RIS-EAS-*Rückführung*“ auf der CPY-Stufe.

Insbesondere:

- Die eingehenden Analysen zum Thema „*Verstopfung der* Sumpf-Filter“ ermöglichen es, mit sehr hoher Sicherheit nachzuweisen, dass kein Verstopfungsrisiko besteht und die Sumpf-Filter wirksam sind.
- Eine umfassende Bilanz, die auf der Grundlage konservativer Annahmen erstellt wurde, hat es ermöglicht, mit sehr hoher Sicherheit zu dem Schluss zu kommen, dass kein Risiko eines Funktionsausfalls der „RIS-EAS-Rückführung“ durch Kavitation oder durch das Eindringen von Restluft in die RIS- und EAS-Pumpen besteht.
- Hinsichtlich der ergänzenden Überprüfungen zum Thema Konformität sind folgende Punkte zu beachten:
  - Der Nachweis der Vollständigkeit des Programms für regelmäßige Prüfungen der RIS- und EAS-Systeme, die an der Funktion „RIS-EAS-Rückführung“ beteiligt sind, wurde erbracht;
  - EDF hat sich bemüht, die an der Funktion „RIS-EAS-Rückführung“ beteiligten Systeme und unterstützenden Anlagen der ersten Ebene umfassend zu identifizieren und deren Konformität hinsichtlich der Sicherheitsanforderungen sowie ihrer Überwachung im Betrieb nachzuweisen;
  - Auf der Grundlage der vollständigen Liste der identifizierten Ausrüstungen ermöglichte eine Analyse aller Erfahrungsberichte, die die Funktion „RIS-EAS-Rückführung“ direkt oder indirekt beeinflussen könnten, ergab, dass keine latenten Abweichungen vorliegen. Darüber hinaus wurde eine Bestandsaufnahme der Abweichungen im Zusammenhang mit der Funktion „*RIS-EAS*-Rückführung“ durchgeführt, einschließlich einer Analyse der Folgen einer Kumulierung von Abweichungen, und es ergab sich keine Notwendigkeit, die

Bearbeitung der Abweichungen, die sich gerade in der Beseitigung befinden, zu beschleunigen;

- Alle Ereignisse, einschließlich derer, die auf ein organisatorisches Versagen oder menschliches Versagen zurückzuführen sind, wurden im Rahmen dieser Überprüfung analysiert. Zu diesem letzten Punkt ist anzumerken, dass organisatorische und menschliche Faktoren in den meisten Fällen – sofern sie sinnvoll und konsequent eingesetzt werden – positive Auswirkungen auf die Anlage haben. Dies gilt insbesondere für Maßnahmen zur Zuverlässigkeitssteigerung oder auch für Risikoanalysen, die zur Sicherheit der Arbeiten beitragen;
- Schließlich haben die durchgeführten Analysen keinen Bedarf an ergänzenden Maßnahmen im Rahmen des 4. RP 900 im Zusammenhang mit der Tranche-Konformitätsprüfung (ECOT), dem ergänzenden Untersuchungsprogramm (PIC) oder den Zehnjahresprüfungen (ED) ergeben.

4.2.2.2 Prüfung der Ergebnisse der Überprüfung im Rahmen der Ständigen Arbeitsgruppe für Unfallstudien des 4. RP 900

Die Schlussfolgerungen der Überprüfung der beiden Themen – die Verstopfung der Sumpf-Filter sowie das Risiko eines Verlusts der Rückführung durch Kavitation in den RIS- und EAS-Pumpen – waren Gegenstand einer Erörterung im Rahmen der Ständigen Arbeitsgruppe für Unfallstudien des 4. RP 900. Im Anschluss an diese Prüfung hat sich EDF verpflichtet, zusätzliche Begründungsunterlagen vorzulegen, indem ein Aktionsplan erstellt wird, der insbesondere darauf abzielt:

- die Begründung der in den Unterlagen zugrunde gelegten Untersuchungsannahmen zu vertiefen,
- die verschiedenen Sicherheitsmargen des Antrags aufzuzeigen,
- die Sicherheitsmarge hinsichtlich des für die Ansaugung der ISBP- und EAS-Pumpen erforderlichen Mindestdrucks (NPSH) zu konsolidieren,
- die ausreichende Kühlleistung der Brennelemente nachzuweisen.

Die ASN hat EDF darauf hingewiesen, dass angesichts der Komplexität der Phänomene, des Stands der internationalen Praxis und der Ungewissheit der Schlussfolgerungen, die aus den von EDF eingeleiteten Maßnahmen gezogen werden könnten, wesentliche Änderungen angestrebt und geprüft werden müssen, um die Risiken einer Fehlfunktion der Rückführfunktion deutlich zu verringern. EDF antwortete unter Berücksichtigung der beiden folgenden Aspekte:

- Verbesserung des physikalischen Verständnisses der Phänomene:
  - Der Begriff „Schmutzquelle vor den Filtern“ (TSD), der im 4. RP 900 für die Qualifizierung der Filter zu berücksichtigen ist, wurde aktualisiert, wobei bei mehreren Posten erhebliche Sicherheitsmargen berücksichtigt wurden, sowohl hinsichtlich der Menge an faserförmigem Schmutz als auch hinsichtlich der Gesamtmenge an Partikelschmutz;
  - Die NPSH-Sicherheitsmarge der ISBP- und EAS-Pumpen auf der CPY-Stufe ist sehr groß. Die von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassene Vorschrift [CONF-C-IV] betrifft ausschließlich die Reaktoren des Kraftwerks Bugey;
  - Was die Fähigkeit zur Kühlung der Brennelemente im Rücklauf nach einem APRP betrifft, weisen die Ende 2020 verfügbaren Ergebnisse der Vollversuche erhebliche Spielräume gegenüber dem Kriterium auf, wenn keine Wärmeisolierung vom Typ Microtherm® im nachgeschalteten TSD vorhanden ist und die Menge der Wärmeisolierung vom Typ PROTECT1000S begrenzt ist;
  - Die Filter- und Brennstoffversuche zeigen keine signifikante chemische Wirkung, wenn keine Wärmeisolierung vom Typ Microtherm® vorhanden ist und die Menge der Wärmeisolierung vom Typ PROTECT1000S begrenzt ist.
- Nach Abschluss dieser Analysen wurden die folgenden Änderungen beschlossen, um die Annahmen der Studien und Versuche zu gewährleisten: EDF schließt den Austausch der mikroporösen Wärmedämmung vom Typ „Microtherm®“ im Reaktorgebäude (PNRL1946) ab. EDF ersetzt die Faserisolierung vom Typ

„Protect 1000S“ in allen Hilfsleitungen des Reaktorgebäudes mit einem Durchmesser von mehr als 50 mm (PNRL1947). EDF überprüft, ob die Temperaturbedingungen mit dem Betrieb der für die Sicherheit der Anlage erforderlichen Ausrüstung im Normalbetrieb, bei Störfällen oder Unfällen vereinbar bleiben, und führt gegebenenfalls erforderliche Änderungen durch. Diese Änderung und diese Überprüfungen entsprechen der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [CONF-C-III].

- Ergänzend dazu wurden im Rahmen eines Risikominderungsansatzes folgende Änderungen beschlossen:
    - EDF bringt Sicherheitsringe an den Isolierungen der Rohrleitungen an, die die Sicherheitsinjektionsspeicher mit dem Hauptkreislauf verbinden, sowie an der Expansionsleitung des Druckhalters (PNRL1954). Diese Änderung entspricht der von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [CONF-C-I].
    - EDF ersetzt die an den Primärrohrleitungen und den Primärböden der Dampferzeuger installierten Faserisolierungen, die im Falle eines Bruchs am Fuß des Dampferzeugers Fasern freisetzen könnten (PNPE1342). EDF überprüft, ob die Temperaturbedingungen mit dem Betrieb der für die Sicherheit der Anlage unter Normal-, Stör- oder Unfallbedingungen erforderlichen Ausrüstung vereinbar bleiben, und führt gegebenenfalls die erforderlichen Änderungen durch. Diese Änderung und diese Überprüfungen entsprechen der von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [CONF-C-II].

In Anwendung der von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [CONF-C-V] hat EDF seinen Nachweis der Zuverlässigkeit der Wasserrückführungsfunktion am Boden des Reaktorgebäudes nach einem Unfall mit Primärkühlmittelverlust aktualisiert. Diese Aktualisierung berücksichtigt die Erkenntnisse aus Filtrationstests, die unter Bedingungen durchgeführt wurden, die für die Anlagen und die Unfallsituation repräsentativ sind.

4.2.2.3 Fazit

Die im Rahmen der Funktionsüberprüfung „*RIS-EAS*-Umwälzung“ und der Folgemaßnahmen der GPO 4. RP 900 am CPY-Block durchgeführten Arbeiten haben es ermöglicht, mit sehr hoher Sicherheit das Vorhandensein von Sicherheitsmargen sowie die ordnungsgemäße Funktion der Systeme und Ausrüstungen nachzuweisen, die direkt und indirekt an dieser Funktion beteiligt sind.

Ergänzend dazu und als Reaktion auf die von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorgaben:

- hat EDF seinen Nachweis der Zuverlässigkeit der Wasserrückführungsfunktion am Boden des Reaktorgebäudes nach einem Unfall mit Primärkühlmittelverlust aktualisiert. Diese Aktualisierung berücksichtigt die Erkenntnisse aus Filtrationstests, die unter Bedingungen durchgeführt wurden, die für die Anlagen und die Unfallsituation repräsentativ sind.
- EDF führt Änderungen durch, um die Annahmen im Zusammenhang mit den Konformitätsstudien zur Rückführfunktion zu gewährleisten (vollständige Entfernung der Microtherm®-Wärmedämmung und Begrenzung der Menge an Protect1000S-Wärmedämmung).

Darüber hinaus ersetzt EDF im Rahmen von Risikominderungsmaßnahmen die Faserisolierungen am Fuß der Dampferzeuger durch Metallisolierungen (RMI) und bringt Sicherheitsumreifungen an den Isolierungen bestimmter Rohrleitungen an.

Spezifischer Teil zu Block 4 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais weist hinsichtlich des Stillstandszustands keine Besonderheiten auf.

Bestandsaufnahme zum Zustand des Reaktorblocks Änderungen:

- PNPE1342 „Ersatz der Faserisolierungen durch Metallisolierungen (RMI) am Fuß des Dampferzeugers“,
- PNRL1946 „Austausch der mikroporösen Wärmedämmungen vom Typ ‚Microtherm®‘“,
- PNRL1947 „Austausch der Faserisolierungen vom Typ ‚Protect 1000S‘“,
- PNRL1954 „Anbringung von Sicherheitsumreifungen an den Wärmedämmungen der Rohrleitungen, die die Sicherheitsinjektionsspeicher mit dem Hauptkreislauf verbinden, sowie an der Expansionsleitung des Druckhalters“,

wurden im Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

4.2.3. Aktionsplan zur Belüftung (PAV)

Allgemeiner Teil „Palier“

❖ **Hintergrund**

Im Dezember 2007 stellte die ASN im Anschluss an das GP REX 2003–2005 folgende Anforderung:

„Um sicherzustellen, dass die für die dynamische Eindämmung und die Klimatisierung der Räume, in denen radioaktive Stoffe (EIPS) gelagert werden, erforderlichen Lüftungsdurchsätze eingehalten werden, fordert die ASN Sie auf, einen neuen ‚Nullpunkt‘ festzulegen, indem Sie so bald wie möglich für alle in Betrieb befindlichen Reaktoren Folgendes planen:

- *Kontrollkampagnen zur Überprüfung der Position und Verriegelung der Ausgleichsklappen der Lüftungsnetze;*
- *Messkampagnen der Lüftungsdurchsätze, ähnlich wie sie 2005 an den beiden Reaktoren des Kernkraftwerks Chooz durchgeführt wurden.“*

EDF hat einen Lüftungsaktionsplan (PAV) für alle Betriebsstufen umgesetzt, dessen Ziele die Durchführung einer Diagnose, einer Instandsetzung und einer Einstellung der Lüftungssysteme sind, deren Durchfluss in den Sicherheitsstudien „Grands Chauds“, „Grand Froid“ oder „Explosion Interne“ berücksichtigt wird und der nicht bereits durch eine regelmäßige RGE-IX-Prüfung kontrolliert wird.

Im Anschluss an die Orientierungssitzung zum 4· RP 900 erfolgt die Umsetzung des PAV für die Baureihe CPY im Rahmen der 4· periodischen Überprüfung.

Ziel ist es, die Konformität der Lüftungssysteme hinsichtlich ihrer Leistung mit den Anforderungen der Referenzdokumente „Grands Chauds“, „Grand Froid“ und „Explosion Interne“ zu gewährleisten, ohne dass es zu einer Verschlechterung hinsichtlich des dynamischen Containments kommt.

❖ **Methodik**

Das Hauptziel besteht darin, die tatsächliche Leistung der Lüftungssysteme zu charakterisieren und sie mit den im Rahmen der Studien zu „Grands Chauds“, „Grand Froid“ und „Explosion Interne“ berechneten sicherheitsrelevanten Durchflussmengen zu vergleichen. Der für die Leistungsprüfungen herangezogene Wert des Lüftungsdurchflusses berücksichtigt

die erforderlichen Volumenströme für die Lüftungssysteme, mit denen die Anforderungen des Sicherheitsnachweises für die Störfälle „Hohe Temperaturen“, „Tiefe Temperaturen“ und „Interne Explosion“ erfüllt werden können.

Das Vorgehen bei den Studien zur Überprüfung der Leistung der Lüftungssysteme gliedert sich in vier Phasen:

- Festlegung der für die Sicherheit erforderlichen Volumenströme,
- Durchführung der Leistungsprüfungen an einem Pilotblock,
- Analyse der sich daraus ergebenden Entwicklungen durch Vergleich der gemessenen Durchflussmengen mit den erforderlichen Sicherheitsdurchflussmengen,
- flächendeckende Umsetzung der Anpassungen der betroffenen Systeme an die neuen Sicherheitsanforderungen im gesamten Kraftwerkspark.

❖ **Ergebnisse der Untersuchungen**

Festlegung der erforderlichen Sicherheitsdurchflussmengen

Nach der Analyse der Sicherheitsanforderungen an die Lüftungssysteme entsprechen die erforderlichen Sicherheitsdurchflussmengen den ungünstigsten Werten, die sich entweder aus den thermischen Modellen für „Grands Chauds“, den thermischen Modellen für „Grand Froid“ oder den Studien zur internen Explosion ergeben. Nach Abschluss dieser ersten Phase verfügt EDF über die erforderlichen Durchflussmengen und die Betriebsbedingungen der zugehörigen Lüftungsanlagen.

Leistungsprüfungen am Pilotblock

Die Leistungsprüfungen der Lüftungsanlagen werden an einem Pilotblock durchgeführt. Im Rahmen des 4. RP 900 wurden diese Prüfungen am Blockpaar 1/2 des Kernkraftwerks Blayais für die CPY-Generation durchgeführt, ergänzt um standortspezifische Anforderungen für die Kernkraftwerke Gravelines, Cruas, Dampierre und Chinon.

Die Prüfungen werden in zwei Losen durchgeführt:

- Los 1: Sichtprüfung der mechanischen Komponenten, Reinigung und Instandsetzung der Lüftungssysteme;
- Los 2: Einstellungen, so nah wie möglich an den Nennvolumenströmen, mit den verfügbaren Komponenten.

An den Lüftungssystemen des Kernkraftwerksbereichs und des konventionellen Bereichs, für die Anforderungen hinsichtlich der Referenzszenarien „Grands Chauds“, „Grand Froid“ und „Explosion Interne“ gelten, wurden Durchflussmessungen durchgeführt.

Vergleich zwischen gemessenen und geforderten Durchflussmengen

Es wurde ein Vergleich zwischen den geforderten und den gemessenen Durchflussmengen durchgeführt. Dieser letzte Schritt ermöglichte die Einstellung aller Systeme, für die Anforderungen hinsichtlich der Referenzszenarien „Große Hitze“, „Große Kälte“ und „Interne Explosion“ bestehen.

❖ **Abschluss des PAV**

Jedes der betroffenen Systeme durchläuft eine Diagnosephase, die gegebenenfalls zu Reinigungs- oder Instandsetzungsmaßnahmen zur Leistungsoptimierung führen kann, gefolgt von einer Phase der Neujustierung der Lüftungsnetze, sofern dies bei allen Systemen erforderlich ist, für die Anforderungen gemäß den Referenzrahmen „Große Hitze“, „Große Kälte“ und „Interne Explosion“ gelten. Die Aufrechterhaltung der mit den Sicherheitsanforderungen verbundenen Einstellungen wird anschließend durch die Einführung spezifischer Betriebsvorschriften gewährleistet.

Spezifischer Teil für Block 4 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

EDF setzt eine Maßnahme um, die darauf abzielt, die Kompaktheit und damit die Eindämmung der Überlebensinsel (die den Kontrollraum enthält) zu verbessern, indem die Belüftung von Nebenräumen, die vom Kontrollraum entfernt sind, getrennt wird, und zwar für die geraden Reaktoren der Baureihe CPY (PNPE1446).

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Diagnose-, Instandsetzungs- und Einstellarbeiten wurden von 2023 bis 2025 am Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais durchgeführt.

Im Anschluss an die Diagnosen ermöglichten Reinigungsmaßnahmen, der Austausch bestimmter Komponenten (Heizregister, Regelklappen, Rückschlagventile …) sowie die Wiederherstellung der Dichtheit an Elementen, die zur statischen Eindämmung beitragen (Türdichtungen, Unversehrtheit der Kabeldurchführungen, …) die Leistung so optimiert, dass bei der Einstellung die neuen Anforderungen der Referenzsysteme „Grands Chauds“, „Grand Froid“ und „Explosion Interne“ erfüllt wurden.

Die Nachhaltigkeit dieser Einstellungen wird durch die Umsetzung eines Programms gewährleistet, das sich auf vier Hebel stützt: Dokumentation, materielle Vorkehrungen, Organisation des Kernkraftwerks und die Betriebskultur im Bereich der Lüftung, mit der die entsprechenden Kompetenzen verbunden sind.

Die Änderung PNPE1446 „Entfernung der DVC-CPY-Vorsprünge an den geraden Blöcken“ wird im Rahmen der Phase B „Ergänzungen“ der Änderungen des 4. RP 900 am Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt.

4.2.4. Ergänzende Systemüberprüfungen

Allgemeiner Teil „Lagerung“

❖ **Hintergrund**

Die ursprüngliche Auslegung der Reaktoren basiert auf einem Ansatz zur Dimensionierung von Schutzsystemen für Stör- und Unfallsituationen im Reaktorkessel (Auslegungsunfälle der Kategorien 1 bis 4), der schrittweise auf den ergänzenden Bereich und anschließend auf Unfälle mit Kernschmelze sowie auf aggressive Einflüsse ausgeweitet wurde. Dies veranlasste EDF dazu, die Auslegungsstudien der Systeme erneut zu überprüfen, um deren Übereinstimmung mit den im Sicherheitsnachweis berücksichtigten Daten und Annahmen sicherzustellen.

EDF hat daher ein ergänzendes Verfahren zur Auswahl der zu überprüfenden Elementarsysteme definiert. Dieses Verfahren legt den Schwerpunkt auf eine pragmatische Sicherheitsbetrachtung und wurde anhand von drei Analysebereichen durchgeführt:

- Die Identifizierung der Systeme, die im Hinblick auf das Risiko einer Kernschmelze von Bedeutung sind.
- Die Konstruktionsstudien, die seit der Inbetriebnahme der Kernkraftwerke nicht mehr überprüft wurden.
- Systeme, bei denen die Erfahrungsauswertung ungünstig ausfällt.

Die im Rahmen des ersten Analysebereichs ausgewählten Systeme sind diejenigen, die direkt zur Notkühlung des Reaktorkerns beitragen, nämlich die RIS-, EAS- und ASG-Kreise. Dieser Umfang wurde um die Systeme ergänzt, die zur Kühlung des stillgelegten Reaktors und zur Zwischenkühlung beitragen, nämlich die Systeme RRA und RRI, sowie um das PTR-System aufgrund seines Beitrags zur Kühlung des Brennelementbeckens.

Die beiden anderen Analysebereiche haben die Systeme im Zusammenhang mit den Stromquellen und der Belüftung herausgearbeitet, wobei insbesondere die Zuverlässigkeitsdaten der Ausrüstung, die ESS-Entwürfe und der *„Vorläufer"-Ansatz* der EPS berücksichtigt wurden.

❖ **Ziele**

Die Ziele dieser Überprüfungen bestehen darin, Folgendes zu überprüfen:

- die Angemessenheit der funktionalen Sicherheitsanforderungen, die sich aus dem Sicherheitsnachweis des 4. RP 900 ergeben, im Vergleich zu ihrer Umsetzung in Kapitel IX der Allgemeinen Betriebsvorschriften (RGE),
- die Übereinstimmung der in der Sicherheitsnachweisführung des 4. RP 900 definierten Auslegungsanforderungen mit den in der EIPS-Liste festgelegten Anforderungen:
  - mechanische und elektrische Klassifizierung,
  - elektrische Notstromversorgung,
  - Erdbebensicherheit,
  - Qualifizierung für den Betriebszustand bei gestörten Betriebsbedingungen und für den Fall einer Unfallbelastung mit Kernschmelze.

Zu diesem Zweck wird zunächst eine Bestandsaufnahme der funktionalen Sicherheitsanforderungen und der definierten Auslegungsanforderungen aus dem für den Serienblock von Tricastin 1 geltenden Sicherheitsnachweis durchgeführt. In einem zweiten Schritt wird die Übereinstimmung zwischen diesen Anforderungen und ihrer Umsetzung in Kapitel IX der Allgemeinen Betriebsvorschriften (RGE) sowie in der Liste der als IPS klassifizierten Ausrüstungen überprüft.

❖ **Antwort**

Alle im Rahmen dieser Überprüfungen durchgeführten Analysen führten zu folgender Schlussfolgerung:

- die Angemessenheit des Programms für regelmäßige Prüfungen im Hinblick auf die funktionalen Sicherheitsanforderungen der im Stand „4. RP" überprüften Systeme;
- Die Angemessenheit der festgelegten Auslegungsanforderungen im Hinblick auf die in der EIPS-Liste des 4. RP 900 spezifizierten Anforderungen.

Diese Analysen haben EDF dazu veranlasst, folgende Maßnahmen durchzuführen:

- Aktualisierung des Sicherheitsberichts (RDS), um die festgelegten Leistungs- oder Konstruktionsanforderungen für die überprüften Systeme genauer zu beschreiben;
- Angleichung der Allgemeinen Betriebsvorschriften (RGE) an die definierten Anforderungen für die überarbeiteten Systeme. Insbesondere hat EDF die Unfallverfahren H4/U3 aktualisiert, um die Einhaltung bestimmter Klassengrenzwerte sicherzustellen. Die Analysen führen zudem zu einer Änderung der mit dem PTR-System verbundenen RGE, um die auf der BR-Seite eingeleiteten Entleerungen des Brennelement-Lagerbeckens mit der dazugehörigen Gegenmaßnahme „Änderung der Steuerung des Ventils des Transferrohrs zum Schließen bei Durchfluss" (PNRL1895) zu berücksichtigen;
- Ergänzende Begründungen zu bestimmten Klassengrenzwerten zwischen seismischen und nicht-seismischen Abschnitten der Kreisläufe, gegebenenfalls begleitet von Vor-Ort-Überprüfungen der Konformität dieser Schnittstellen mit den für das 4. RP 900 geltenden Auslegungsanforderungen. Insbesondere wurde eine Erweiterung der seismischen und mechanischen Klassifizierung der Natronlauge-Umwälzleitung vorgenommen. Die Leitungen und Anlagen wurden in ihrem aktuellen Zustand als erdbebensicher validiert. Es wurde eine Maßnahme umgesetzt, die darin besteht, die Anzugsmomente an den Flanschen und Verankerungen der Sodumwälzpumpe gemäß dem Berechnungsnachweis zur Überprüfung ihrer Integrität zu kontrollieren (PNRL1933).

- Aktualisierung des Programms für regelmäßige Prüfungen der Notstromaggregate, um die Repräsentativität des Kriteriums bezüglich der maximalen Statorstromstärke zu verbessern.

❖ **Fazit**

Die im Rahmen der Konformitätsprüfungen als Reaktion auf die Anforderung CONF Nr. 4 durchgeführten Arbeiten ermöglichen die Erstellung eines Konstruktionsreferenzrahmens, der den im 4. RP 900 definierten Anforderungen entspricht.

Diese Arbeiten ermöglichten es für die Systeme in seinem Geltungsbereich:

- die Übereinstimmung des Programms für regelmäßige Prüfungen mit den funktionalen Sicherheitsanforderungen des Referenzrahmens des 4. RP 900 zu überprüfen,
- die Konformität der definierten Anforderungen der EIPS der Stufe CPY mit dem Referenzrahmen des 4. RP 900 zu überprüfen,
- gegebenenfalls Weiterentwicklungen des Referenzrahmens der im 4. RP 900 definierten Anforderungen vorzuschlagen und dabei die zugehörigen Allgemeinen Betriebsvorschriften in Einklang zu bringen.

Spezifischer Teil für Block 4 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais weist im Hinblick auf den Stillstandszustand keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks Die Änderungen:

- PNRL1895 „Verbesserung der Zuverlässigkeit der Steuerung des Ventils des Transferrohrs für das Schließen bei Durchfluss“,
- PNRL1933 „Erdbebensicherung der Natronlauge-Mischleitung“,

wurden am Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

4.3. FAZIT

Ergänzend zu den bereits im Rahmen des 4. RP 900 durchgeführten Überprüfungen (Stromquellen, RIS-EAS-Rezirkulationsfunktion, Lüftungsaktionsplan) hat EDF eine Methode zur Identifizierung der wichtigsten sicherheitsrelevanten Systeme entwickelt, die einer Überprüfung unterzogen werden müssen.

Die so erstellte Liste umfasst die Systeme im Zusammenhang mit der Kühlung und dem Schutz des Reaktorkerns, ergänzt durch wichtige unterstützende Systeme.

Die Überprüfungen wurden durchgeführt, und die daraus resultierenden Maßnahmen wurden am Standort Blayais 4 umgesetzt, mit Ausnahme bestimmter Maßnahmen aus der Überprüfung „RIS-EAS-Umluftbetrieb“, die durch Vorgaben der ASN im Hinblick auf die Schlussfolgerungen der generischen Phase der 4. periodischen Überprüfung 900 MWe geregelt sind.

KAPITEL 2: NEUBEWERTUNG

INHALTSVERZEICHNIS VON KAPITEL 2

ABSCHNITT 1: UNFÄLLE OHNE KERNSCHMELZE ABSCHNITT 2:
BELASTUNGEN
ABSCHNITT 3: BRENNSTOFFBECKEN
ABSCHNITT 4: UNFÄLLE MIT KERNSCHMELZE
ABSCHNITT 5: KONVENTIONELLE RISIKEN ABSCHNITT
6: QUERSCHNITTSSTUDIEN
ABSCHNITT 7: BEITRAG DES „HARD CORE“ ZU DEN ZIELEN DER NEUBEWERTUNG

ABSCHNITT 1: UNFÄLLE OHNE KERNSCHMELZE

1. UNFÄLLE OHNE KERNSCHMELZE 62
1.1. ZIELE 62
1.2. ERFÜLLUNG DER ZIELE 63
1.2.1. EINHALTUNG DER SICHERHEITSKRITERIEN FÜR UNFALLSTUDIEN UNTER UNTER BERÜCKSICHTIGUNG DES AKTUELLEN STANDS DES WISSENS 63
1.2.1.1. Studien im Bereich der Auslegung 63
1.2.1.2. Untersuchungen im ergänzenden Bereich 68
1.2.1.3. Zusätzliche Studien 72
1.2.1.4. Wahrscheinlichkeitsbasierte Sicherheitsanalysen (EPS) der internen Ereignisse „*Kessel*“ der Stufe 1 77
1.2.2. ANSTREBEN VON STUFEN RADIOLOGISCHER FOLGEN, DIE KEINE GEGENMASSNAHMEN FÜR DIE BEVÖLKERUNG ERFORDERN 79
1.2.2.1. Neubewertung der radiologischen Folgen des *„Kessel“-Ereignisses* 80
1.2.2.2. Die Wirksamkeit der Ausgangsbeschränkungen neu bewerten 82
1.2.2.3. Neubewertung der radiologischen Folgen *„außerhalb des Reaktorkessels*“ 87
1.3. FAZIT 89

1. UNFÄLLE OHNE KERNSCHMELZE

1.1. ZIELE

Das übergeordnete Ziel der nuklearen Sicherheit besteht darin, die Bevölkerung und ihre Umwelt zu schützen, indem in Kernkraftwerken ein wirksames mehrstufiges Sicherheitskonzept gegen radiologische und nicht-radiologische Risiken etabliert und aufrechterhalten wird.

Im Rahmen des Sicherheitsnachweises werden die Auslegungsstörfälle und -unfälle sowie Unfälle des ergänzenden Bereichs und Angriffe auf ihre radiologischen Folgen hin analysiert, um sicherzustellen, dass die Freisetzungen radioaktiver Stoffe in die Umwelt infolge dieser Situationen unter Berücksichtigung der Auslegungs- und Betriebsvorschriften nur begrenzte Folgen für die Bevölkerung und die Umwelt haben. Über diese Situationen hinaus werden auch Unfallszenarien mit Kernschmelze untersucht, deren Eintrittswahrscheinlichkeit sehr gering ist.

Dieses Kapitel befasst sich mit Unfällen ohne Kernschmelze im Zusammenhang mit Störfällen und Unfällen am Reaktorkessel sowie mit den Bereichen Auslegung und ergänzende Maßnahmen.

Ziel Nr. 1: Einhaltung der Sicherheitskriterien der Unfallstudien unter Einbeziehung neuer Erkenntnisse

Anlässlich des 4. RP 900 werden alle Unfallstudien aktualisiert, um die Einhaltung der Sicherheitskriterien unter Berücksichtigung des aktuellen Stands der Erkenntnisse und Praktiken zu überprüfen.

Zu diesem Zweck hat EDF verschiedene Arten von Studien durchgeführt:

- Studien zu den ursprünglichen Auslegungsszenarien des Reaktorkessels (Auslegungsbereich),
- Studien zu ergänzenden Auslegungsszenarien (Ergänzender Bereich),
- zusätzliche Studien, die sich aus besonderen Nachweisen zu spezifischen zusätzlichen Szenarien, aus Anforderungen der ASN (Übertragung des EPR-Konzepts von Flamanville 3 auf die 900-MWe-Baureihe) oder aus Studien zur Untermauerung der für den Sicherheitsnachweis gewählten Annahmen ergeben,
- probabilistische Sicherheitsanalysen zum Risiko einer Kernschmelze und zu radiologischen Freisetzungen, die es ermöglichen, ergänzende Maßnahmen zu den aus der ursprünglichen Auslegung der Reaktoren resultierenden zu identifizieren.

Ziel Nr. 2: Anstreben von radiologischen Folgen, die keine Gegenmaßnahmen für die Bevölkerung erfordern

Im Rahmen des 4. RP 900 hat sich EDF zum Ziel gesetzt, unfallbedingte radiologische Folgen in der Größenordnung der Schwellenwerte anzustreben, ab denen Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung zu ergreifen sind, wie sie in der Verordnung vom 20. November 2009 zur Genehmigung des Beschlusses Nr. 2009-DC-0153 der ASN vom 18. August 2009 über die Interventionswerte in radiologischen Notfallsituationen, deren Werte im Folgenden aufgeführt sind:

- eine effektive Dosis von 10 mSv für die In-Sicherheit-Bringen,
- eine effektive Dosis von 50 mSv für die Evakuierung,
- eine Schilddrüsenäquivalentdosis von 50 mSv für die Verabreichung von stabilem Jod.

Zu diesem Zweck bewertet der 4. RP 900 neu:

- die radiologischen Folgen von Unfällen im Zusammenhang mit dem Reaktorkessel,
- die Leistungsfähigkeit des Sicherheitsbehälters,
- die radiologischen Folgen von Unfällen *„außerhalb des Reaktorkessels*“.

1.2. ERFÜLLUNG DER ZIELE

1.2.1. EINHALTUNG DER SICHERHEITSKRITERIEN FÜR UNFALLSTUDIEN UNTER BERÜCKSICHTIGUNG NEUER ERKENNTNISSE

Im Rahmen des 4. RP 900 wurden alle Sicherheitsstudien zu Störfällen, Unfällen und ergänzenden Situationen unter Berücksichtigung entsprechender Annahmen überarbeitet:

- im Reaktorkern und im Brennstoff,
- beim Betrieb der Blöcke,
- die Entwicklung der Sicherheitsanforderungen,
- die Berücksichtigung von Unregelmäßigkeiten in Studien, die sich auf die Studien der

vorangegangenen Überprüfung auswirken. Darüber hinaus konnten sich die Untersuchungsmethoden seit dem 3. RP 900 weiterentwickelt haben:

- entweder zur Einbeziehung von Entwicklungen des aktuellen Stands der Technik,
- entweder um Entwicklungen des Stands der Technik zu integrieren,
- entweder um Sicherheitsmargen wiederherzustellen.

Auf Anfrage der ASN wurden alle Korrekturen an den Auslegungsstudien zum 3. RP 900 berücksichtigt und der ASN mitgeteilt.

1.2.1.1. Untersuchungen im Bereich der Auslegung

Generischer Teil „Stufe“

❖ **Hintergrund und Ziele der Studien**

Der Schutz von Mensch und Umwelt vor den radiologischen Folgen – sofern solche auftreten – der bei der Auslegung des Kraftwerks berücksichtigten Unfälle, selbst solcher mit sehr geringer Eintrittswahrscheinlichkeit, beruht auf der Reihenanordnung von Sicherheitsbarrieren, die in folgender Reihenfolge bestehen:

- die Brennstoffhülle (1. Barriere);
- der Hauptkühlkreislauf des Reaktors (2. Barriere);
- der Sicherheitsbehälter (3. Barriere) und dessen Erweiterungen.

Jeder Betriebskategorie (Kategorien 2, 3 und 4 je nach Eintrittswahrscheinlichkeit) sind Ziele hinsichtlich der Integrität der drei Barrieren zugeordnet. Diese Ziele sind abgestuft, sodass den wahrscheinlichsten Betriebsbedingungen die strengsten Anforderungen entsprechen.

Neben der Integrität der Barrieren gelten folgende Anforderungen:

- die Vermeidung einer Verschlechterung eines Betriebszustands hin zu einem schwerwiegenderen Zustand,
- das Führen und Aufrechterhalten der Anlage in einem sicheren Zustand, in dem die drei grundlegenden Sicherheitsfunktionen dauerhaft gewährleistet sind: die Beherrschung der Reaktivität (Unterkritizität des Reaktorkerns), die Ableitung der Restleistung und die Einschließung radioaktiver Stoffe.

Für die im Rahmen des Auslegungsbereichs untersuchten zufälligen und unfallbedingten Transienten (Betriebskategorien 2, 3 und 4) besteht das Ziel daher darin, unter Berücksichtigung der mit dem 4. RP 900 verbundenen Annahmenänderungen nachzuweisen:

- die Einhaltung der Sicherheitsgrundsätze,
- die Einhaltung der Sicherheitskriterien im Zusammenhang mit den begrenzenden physikalischen Phänomenen, die das Erreichen der für die drei Sicherheitsbarrieren definierten allgemeinen Ziele gewährleisten,
- das Erreichen und Aufrechterhalten eines sicheren Zustands.

❖ **Zusammenfassung der Studien**

Im Rahmen des 4. RP 900 wurden alle Studien des Bereichs Auslegung aktualisiert:

- Unkontrolliertes Abschalten der Leistungsregelaggregate beim Anfahren,
- unkontrolliertes Abschalten der Leistungsregelaggregate,
- Leistungskapazität der Klasse 2 zur Überprüfung der korrekten Dimensionierung der Reaktorschutzsysteme,
- Falsche Positionierung, Herabfallen eines Brennelements oder einer Gruppe von Brennelementen,
- unkontrollierte Verdünnung der Borsäure,
- Teilweiser Verlust des Primärdurchflusses,
- Vollständiger Druckverlust und/oder Auslösung der Turbine,
- Ausfall der normalen Speisewasserversorgung der Reaktorkernbrennstäbe,
- Störung der normalen Speisewasserversorgung,
- Vollständiger Ausfall der externen Stromversorgung,
- Übermäßiger Lastanstieg,
- Vorübergehender Druckabfall im Primärkreislauf,
- Unbeabsichtigtes Öffnen eines Sekundärventils (OISS),
- Unbeabsichtigtes Anlaufen des Sicherheitsinjektionssystems,
- Unfall mit Primärkühlmittelverlust (APRP) aufgrund eines kleinen Bruchs mit einem Durchmesser von höchstens 2,5 cm,

- Erzwungene Reduzierung des Primärdurchflusses,
- Entfernung eines Leistungsregelungsbündels (R1GP),
- Kleiner Riss in der Sekundärrohrleitung,
- Unbeabsichtigtes Öffnen eines Sicherheitsventils des Druckhalters,
- Bruch eines Dampferzeugerrohrs (RTGV) der Kategorie 3,
- Erheblicher Bruch einer Dampfleitung (RTV) der Kategorie 4,
- Erheblicher Bruch einer Speisewasserleitung,
- Blockierter Rotor einer Primärmotorpumpe,
- Dampferzeugerrohr der 4. Kategorie (Bruch eines Dampferzeugerrohrs in Verbindung mit einem in geöffneter Stellung blockierten Sekundärventil),
- Auswurf eines Steuerbündels (EDG),
- Falsche Positionierung einer Brennelementkassette im Reaktorkern,
- Unfall beim Umgang mit Brennstoff,
- Unfall beim Umgang mit dem Behälter für abgebrannte Brennelemente,
- APRP mit mittlerem Durchbruch (APRP BI) der Kategorie 4.

Die Untersuchungen werden nach bewährten Methoden durchgeführt: Entweder werden diese aus dem 3. RP 900 übernommen oder sie werden bereits beim EPR Flamanville 3 oder bei anderen Reaktortypen des Bestands angewendet. Der Einsatz von 3D-Methoden, auf die im RP4 900 häufiger zurückgegriffen wird, ermöglicht es dank dreidimensionaler Berechnungen, die Physik der in den Unfallstudien relevanten Phänomene besser abzubilden und dabei ein gleichwertiges Sicherheitsnivau beizubehalten. Eine weitere wesentliche Änderung betrifft die Korrelation des kritischen Durchflusses, deren Weiterentwicklung eine bessere Charakterisierung des Brennstoffverhaltens hinsichtlich des physikalischen Phänomens der Siedekrise ermöglicht. Schließlich betrifft eine grundlegende Annahme die Berücksichtigung der Auswirkungen der Verformung der Brennelemente in den Studien. Unter der kumulativen Wirkung von hydraulischen und mechanischen Beanspruchungen, Bestrahlung und Temperatur verformen sich die Brennelemente seitlich. Dieses Phänomen führt zu einer Vergrößerung der zwischen den Brennelementbündeln vorhandenen Wasserspalten, deren neutronische und thermohydraulische Auswirkungen auf die Studien des Auslegungsbereichs bewertet und in die endgültige Sicherheitsmargenbilanz des 4. RP 900 integriert werden.

Die wichtigsten Entwicklungen, die sich aus den Annahmen des 4. RP 900 ergeben, sind folgende:

- Im Rahmen der Behebung von Unregelmäßigkeiten bei Studien:
  - Erhöhung des Durchflusses der Regelventile GCT-a (PNPE1141): Diese Änderung trägt zur Behebung der Planungsabweichung *„Unvollständigkeit der Methode zur Berechnung des ASG-Wasserverbrauchs mittels Enthalpiebilanz*“ bei, die sich auf den ASG-Verbrauch in den C-Phasen der Studien auswirkt (die C-Phase der Studien erstreckt sich vom Zeitpunkt der ersten manuellen Maßnahme bis zum Erreichen des sicheren Abschaltzustands).
  - Nachspeisung des ASG-Behälters über den JP-Löschwasserkreislauf (PNPP1864): Diese Änderung trägt zur Behebung der Planungsabweichung „*Unvollständigkeit der Berechnungsmethode für den ASG-Wasserverbrauch mittels Enthalpiebilanz*“ bei, die sich auf den ASG-Verbrauch in den C-Phasen der Studien auswirkt.
  - Einbau eines Borometers an der RCV-Entlastungsleitung (PNPP1797): Diese Änderung ermöglicht die Behebung der CNS-Anomalie in den Verdünnungsstudien für API/APR und wird auch in der Verdünnungsstudie für AN/RRA bei abgeschalteten Primärpumpen berücksichtigt.

- Im Rahmen des 4. RP 900 (Änderungen aus anderen Themenbereichen der Überprüfung, die in den Studien des Bereichs Auslegung berücksichtigt wurden):
    - Austausch der SEBIM-Ventilköpfe des Druckhalters bei den CPY-Blöcken im Zustand VD4 (PNPP1595): Diese Änderung zielt darauf ab, die Entlastungskapazität der Ventilköpfe des Druckhalters bei Niederdruckwasser zu erhöhen.
    - Tmoy-Filter – SIP C (PNRL1817): Diese Änderung ermöglicht einen besseren Betrieb des Blocks.
    - Modernisierung des RPN CPY im Zustand VD4 (PNPP1838): Diese Änderung wirkt sich im Wesentlichen auf die Studien aus, die sich mit den Unsicherheiten bei der Rekonstruktion des axialen Leistungsungleichgewichts befassen.
    - Allgemeine Einführung von Hafnium-Absorptionsbündeln im Referenzsystem VD4 900: Diese Änderung dient als Eingangsgröße für Unfallstudien. Sie zielt darauf ab, die Reaktordruckbehälter-Fluenz zu begrenzen (siehe Teil III, Abschnitt 1, § 1.2.2.1).

Zusammenfassend lässt sich sagen, dass EDF im Rahmen des 4. RP 900 die folgenden Änderungen umsetzt, um die mit den Studien des Auslegungsbereichs verbundenen Ziele zu erreichen:

- Weiterentwicklung des SIP-Schutzsystems (PNPP1873): Diese Änderung ermöglicht die Anpassung der Schutzgrößen ΔTte und ΔTsp, die durch die Leistungsfähigkeitsstudien der Klasse 2 ausgelegt wurden, sowie des durch die RTV-Studie bei 100 % Pn geänderten BPVA-Schwellenwerts.
- Erhöhung des erforderlichen REA-Bore-Volumens und Erhöhung des freien TEP-Volumens (PNPE1159): Diese Änderungen ergeben sich aus den Studien zur Reaktivitätskontrolle in Abschaltzuständen.
- Erhöhung des Drucks in den RIS-Akkumulatoren (PNPE1359), um eine größere Sicherheitsmarge hinsichtlich der mit der APRP-BI-Studie verbundenen Brennstoffphänomene zu gewährleisten.
- Änderung der Alarmdatenblätter, die in der Studie zum unkontrollierten Verdünnungstransient von Borsäure bei Reaktorleistung ausgewertet wurden, sowie Änderung der Verfahren für Störfälle und Unfälle, die nach dem durch diese Alarmdatenblätter angeforderten manuellen Reaktorstillstand angewendet werden, um die Verdünnungsquelle endgültig zu isolieren und anschließend die Borierung des Primärkreislaufs sicherzustellen.
- Änderung der Sperrgeraden der Gruppe R (PNRL1957), um die Auswirkungen der Verformung der Brennelemente auf die Sicherheitsmargen hinsichtlich des Kriteriums der Brennelementsturzstudie zu berücksichtigen.

Im Bereich der Studien werden in Phase B folgende Ergänzungen vorgenommen:

- für den R1GP-Unfall: den Fall mit verspäteter automatischer Reaktorabschaltung (AAR),
- für den EDG-Unfall: den Fall ohne AAR durch dphi/dt und die Anwendung der Kriterien, die im Rahmen der Ständigen Reaktorgruppe *„Kriterien für die* Brennstoffbeständigkeit“ von 2017 definiert wurden,
- für den RTV-Unfall bei 100 % Pn: den Fall mit und ohne Kumulierung eines externen Spannungsausfalls (MDTE),
- für den OISS-Transienten: den Fall eines Bruchs an der Schnittstelle der Sicherheitsinjektionsbeanspruchung,
- für den Aspekt der Verformung der Brennelemente die Elemente zur Berücksichtigung der neutronischen und thermohydraulischen Auswirkungen,

Schließlich führt EDF in Anwendung der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4 RP 900 erlassenen Vorschriften ergänzende Untersuchungen zu den folgenden drei Themenbereichen durch:

- In Anwendung der Vorgabe [Étude-B] legte EDF der ASN im Dezember 2024 sein detailliertes Versuchsprogramm vor, um die Auswirkungen der Verformung der Brennelemente auf das Risiko eines Siedekrisenausbruchs im Störfall zu berücksichtigen. Die erzielten Ergebnisse bestätigen, dass die Korrelation für den kritischen Durchfluss geeignet ist, die Leistung im kritischen Durchfluss am Rand der Brennelemente für verschiedene Größen von Wasserströmen konservativ vorherzusagen (als Wasserstrom bezeichnet man die Strömung

zwischen den Brennelementbündeln). Diese experimentellen Ergebnisse ergänzen die Unterlagen von EDF und untermauern die Standpunkte, auf denen der gewählte Ansatz basiert und begründet ist, um die Auswirkungen der Verformung der Brennelementbündel auf das Risiko des Eintritts in eine Siedekrise im Sicherheitsnachweis explizit zu berücksichtigen. Diese Schlussfolgerung wird gezogen, ohne dass ein neues ergänzendes Arbeitsprogramm, wie in der Vorgabe [Étude-B] erwähnt, eingeleitet werden muss.

- In Anwendung der Vorgabe [Studie-D] hat EDF Versuche durchgeführt, mit denen die Knickgrenze der Gitter der Brennelemente in einer realistischeren Konfiguration als auf dem bisherigen Prüfstand charakterisiert werden konnte. Die Ergebnisse wurden herangezogen, um das mechanische Verhalten der Brennelemente im Falle eines Kühlmittelverlustunfalls der Kategorie 4 in Verbindung mit einem gleichzeitig auftretenden Erdbeben zu bewerten. Diese Bewertung stellt weder die Kühlleistung des Reaktorkerns noch die Kontrolle seiner Reaktivität durch das Herabfallen der Brennelemente in Frage und veranlasst EDF dazu, die betreffenden Sicherheitsberichte zu aktualisieren, um die daraus gewonnenen Erkenntnisse bei Ablauf der TTS der 5. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Generation zu integrieren.

❖ **Fazit**

Zusammenfassend lässt sich sagen, dass alle Unfallstudien des Auslegungsbereichs unter Zugrundelegung der im Rahmen des Referenzrahmens der 4. periodischen Überprüfung 900 definierten Annahmen erneut untersucht wurden. Die Einhaltung der Sicherheitskriterien ist für alle durchgeführten Studien gewährleistet.

Spezifischer Teil zu Block 4 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Die Änderung PNPE1403 „Hinzufügung von Abschaltclustern Blayais 3-4 (GARANCE-Management)“ zielt darauf ab, den Übergang vom Brennstoffmanagement GARANCE[1] zum Brennstoffmanagement PMOX vorzubereiten.

Bestandsaufnahme des Zustands des Blocks Die Änderungen:

- PNPE1141 „Erhöhung des Durchflusses der Regelventile GCT-a“,
- PNPE1159 „Erhöhung des erforderlichen REA-Bor-Volumens und Erhöhung des freien TEP-Volumens“,
- PNPE1359 „Erhöhung des Drucks in den RIS-Akkumulatoren“,
- PNPE1403 „Hinzufügung der Absperrventilgruppen Blayais 3-4 (GARANCE-Management)“,
- PNPP1595 „Austausch der SEBIM-Ventilkörper“,
- PNPP1838 „Digitales RPN“,
- PNPP1864 „Nachfüllung der ASG-Plane durch JP*“,
- PNPP1873 „Weiterentwicklung SIP-P“,
- PNRL1817 „Tmoy-Filter – SIP C“,
- PNRL1903 „Nachfüllung des ASG durch JP*“,

wurden vollständig im Reaktorblock Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais durchgeführt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser

[1] Der Übergang vom GARANCE-Betrieb zum PMOX-Betrieb ist im Rahmen der Abschaltung vorgesehen, die der Phase B und der Phase B „Ergänzungen“ entspricht

Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPP1797 bezüglich des Einbaus eines Borometers am Auslass des chemisch-volumetrischen Kontrollsystems (RCV) wird am Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Erfahrungen aus der Umsetzung am Standort Tricastin einfließen. Bis dahin werden die bereits im Zustand VD3 umgesetzten Ausgleichsmaßnahmen im Zustand VD4 fortgeführt und ermöglichen die Beherrschung zufälliger Transienten homogener Verdünnung in den Abschaltzuständen

Die Änderung „Verallgemeinerung der Hafnium-Absorptionsbündel im Referenzsystem VD4 900“ wurde im Rahmen der Phase A der Änderungen des 4. RP900 integriert.

1.2.1.2. Untersuchungen zum ergänzenden Bereich

Allgemeiner Teil „Lagerung“

❖ **Hintergrund und Ziele der Studien**

Die deterministische Überprüfung der ursprünglichen Auslegung einer Anlage wird durch eine Überprüfung des Sicherheitsniveaus auf der Grundlage probabilistischer Sicherheitsanalysen (EPS) ergänzt, die es ermöglichen, plausible Szenarien für Mehrfachausfälle zu identifizieren.

Der ergänzende Bereich untersucht ergänzende Betriebsbedingungen (CFC) zu den Auslegungsbetriebsbedingungen im Rahmen eines Risikominderungsansatzes.

Diese CFC stützen sich auf ergänzende Maßnahmen (DC), die darauf abzielen, die Folgen solcher Ausfallhäufungen akzeptabel zu machen. Die thermohydraulische und/oder neutronische Untersuchung, die auf einer ergänzenden Betriebsbedingung basiert, ermöglicht es, die Wirksamkeit der ergänzenden Maßnahme hinsichtlich der Verhinderung einer Kernschmelze nachzuweisen. Sie überprüft die Akzeptanzkriterien für die Auslegungsbetriebsbedingungen der 4. Kategorie oder für Entkopplungsbedingungen.

❖ **Zusammenfassung der Untersuchungen**

Der Prozess zur Identifizierung ergänzender Maßnahmen gliedert sich in drei Schritte:

- Identifizierung potenzieller ergänzender Maßnahmen, d. h. der spezifischen Systeme oder Funktionen, die im EPS der Stufe 1 zum Einsatz kommen;
- Identifizierung der mit den potenziellen Maßnahmen verbundenen Funktionsabläufe: Jede potenzielle ergänzende Maßnahme wird einer Gruppe elementarer Abläufe des EPS der Stufe 1 zugeordnet (d. h. solcher, die zu einer Kernschmelze führen);
- Festlegung der ergänzenden Maßnahmen: Dieser Schritt besteht darin, die ergänzenden Maßnahmen zu bestimmen, die eine Verringerung der signifikanten Risiken ermöglichen. Zu diesem Zweck wird die Häufigkeit der Funktionssequenz ohne die ergänzende Maßnahme mit dem probabilistischen Referenzwert von etwa 10^{-7} pro Jahr und Reaktor verglichen, der im Einklang mit den probabilistischen Zielwerten definiert wurde:
  - Wird der Referenzwert ohne die Umsetzung der potenziellen zusätzlichen Maßnahme eingehalten, ist die Notwendigkeit dieser Maßnahme zur Risikominderung nicht nachgewiesen
    ; in diesem Fall wird die potenzielle ergänzende Maßnahme nicht berücksichtigt;
  - Wird der Referenzwert ohne Umsetzung der potenziellen ergänzenden Maßnahme überschritten, kann die Notwendigkeit der ergänzenden Maßnahme von Fall zu Fall anhand der Akzeptanz der eingegangenen Risiken beurteilt werden.

Alle Studien des ergänzenden Bereichs werden im Rahmen des 4. RP 900 aktualisiert.

Die Durchführung all dieser Studien führt zu einer Aktualisierung der Liste der Ergänzenden Bestimmungen

(DC) und der ergänzenden Betriebsbedingungen (CFC). Die Ausrüstungen, Informationen oder Systeme, die im Rahmen der Studien des ergänzenden Bereichs eine erforderliche Funktion gewährleisten, werden anschließend in den Allgemeinen Betriebsvorschriften (RGE) aufgeführt.

Darüber hinaus wird überprüft, ob diese Ausrüstungen die Anforderungen an Einstufung und Qualifizierung erfüllen, die sich aus ihrer Berücksichtigung in diesen Studien ergeben.

Die folgende Tabelle listet die im Rahmen des Zusatzbereichs des 4. RP 900, Phase A, festgelegten ergänzenden Betriebsbedingungen zusammen mit der bzw. den zugehörigen ergänzenden Bestimmungen auf.

Bedingung des Betriebsbedingung	**Ergänzende Bestimmungen**
Transienter Zustand mit Ausfall des AAR (ATWS): Kumulierter Totalausfall der normalen Kühlwasserzufuhr bei mechanischer Blockade von 3 Reaktorblöcken	Manuelle Inbetriebnahme einer Borierung im Primärkreislauf
Transienter Zustand bei Ausfall des AAR (ATWS): Unbeabsichtigtes Öffnen eines Sekundärventils in Verbindung mit der mechanischen Blockierung von 3 Brennelementbündeln	Manuelle Inbetriebnahme einer Borierung im Primärkreislauf
Transiente Störung mit Ausfall des AAR (ATWS): Vollständiger Ausfall der externen Stromversorgung in Verbindung mit dem Ausfall der AAR-Leistungsschalter	Neues Notfall-Signal
Transiente Störung mit Ausfall des AAR (ATWS): Vollständiger Verlust der normalen Speisewasserversorgung in Verbindung mit dem vollständigen Ausfall des AAR	Lokale Auslösung der RAM-Aggregate
Vollständiger Ausfall der Wasserversorgung der GV in RP	Manuelle Inbetriebnahme der offenen Speiseleitung
Vollständiger Ausfall der Kältequelle (H1) in RP und AN/GV	Manuelle Absperrung der Rücklaufleitung der GMPP-Dichtungen und der Null-Durchfluss-Leitung RCV Versorgung der Wärmetauscher des Schmierkreislaufs der RCV-Pumpen über den RRI des benachbarten Blocks Automatische Absperrung des RCV-Abflusses Manuelle Nachspeisung des ASG-Behälters durch SER mittels Schwerkraft Manuelle Inbetriebnahme einer Borierung des Primärkreislaufs
Kumulierte Primärleckage in Verbindung mit dem Ausfall des ISHP im Betrieb	Maximale Kühlung
Primärleck im AN/GV-Betrieb	Manuelle Inbetriebnahme des IS
Primärleckage im AN/RRA-Betrieb	Manuelle Inbetriebnahme des IS
Ausfall oder Leckage im RRA und Fehlschlagen der automatischen Nachspeisung im API-Modus NF (Stillstand wegen Eingriff, Primärkreis nicht geschlossen)	Manuelle Inbetriebnahme einer Primärnachspeisung Manuelle Absperrung der Verbindung RRA-RCV Manueller Wechsel in den Umwälzbetrieb
Totalausfall des RIS oder des EAS im Umwälzbetrieb infolge eines Primärleckages in RP, AN/GV und AN/RRA	Gegenseitige Notversorgung des ISBP oder des EAS

Bedingung des Ergänzender Betrieb	Ergänzende Bestimmungen
Vollständiger Ausfall der Stromversorgung (H3) mit Notstromversorgung durch Einspeisung an den Verbindungsstellen der GMPP in RP und AN/GV	Einspritzung an den Dichtungen der Primärpumpen durch die vom DUS gespeiste Prüfpumpe Stromversorgung der für die Durchführung der GV erforderlichen Messungen Manuelle Nachfüllung der ASG-Plane durch SER mittels Schwerkraft
Vollständiger Ausfall der Stromversorgung (H3) mit Ausfall der Testpumpe, was zum Auftreten eines Lecks an den Dichtungen der GMPP in RP und AN/GV führt	Nachspeisung des Primärkreislaufs durch den RCV, gespeist vom GUS Wiederherstellung der Stromversorgung für die zur Steuerung der GV erforderlichen Maßnahmen Manuelle Nachspeisung der ASG-Abdeckung durch SER mittels Schwerkraft Nachspeisung des Primärkreislaufs durch die EAS-ND-Pumpe, die vom DUS gespeist wird
Vollständiger Ausfall der Stromversorgung (H3) mit Ausfall der Testpumpe, was zum Auftreten eines Lecks an den Dichtungen der GMPP aus RP und AN/GV führt	Wiederherstellung der Stromversorgung für die zum Betrieb der GV erforderlichen Maßnahmen Manuelle Wiederbefüllung der ASG-Plane durch SER mittels Schwerkraft Nachspeisung des Primärkreislaufs durch die vom DUS gespeiste Pumpe EAS-ND
Vollständiger Ausfall der Stromversorgung (H3) im NSO-SPS-Modus (Abschaltung wegen Wartungsarbeiten, Primärkreis nicht ausreichend geöffnet)	Inbetriebnahme einer Nachspeisung im Primärkreis durch den RCV des benachbarten Blocks Manuelle Trennung der Verbindung RRA-RCV Wiederherstellung der Stromversorgung für die zur Steuerung der GV erforderlichen Maßnahmen
Vollständiger Ausfall der Stromversorgung (H3) im SPS-Modus SO (Abschaltung wegen Eingriff, Primärkreis ausreichend offen)	Manuelle Inbetriebnahme einer Schwerkraft-Nachspeisung im Primärkreis Inbetriebnahme einer Nachspeisung im Primärkreis über den RCV des benachbarten Blocks
Vollständiger Ausfall der Stromversorgung (H3) im AN/RRA	Wiederherstellung der Stromversorgung für die zur Durchführung der GV erforderlichen Maßnahmen Manuelle Wiederherstellung der Stromversorgung der ASG-Abdeckung durch SER mittels Schwerkraft
Ausfall der Schaltanlagen LHA und LHB durch Gleichtaktstörung (DCC-LH), was zum Auftreten einer Leckage an den Dichtungen der GMPP in RP und AN/GV führt	Wiederherstellung der Stromversorgung für die zur Steuerung der GV erforderlichen Maßnahmen Manuelle Wiederherstellung der Stromversorgung der ASG-Abdeckung durch SER mittels Schwerkraft Nachspeisung im Primärkreis durch die vom DUS gespeiste Pumpe EAS-ND
Ausfall der Schaltschränke LHA und LHB durch Gleichtaktstörung (DCC-LH) in RP und AN/GV	Einspeisung an den Dichtungen der Primärpumpen durch die vom DUS gespeiste Testpumpe Sicherheitsoptimierung der Einspeisung an den Dichtungen der Primärpumpen Manuelle Nachspeisung der ASG-Membran durch SER mittels Schwerkraft

Bedingung des zusätzlichen Betriebsbedingungen	Zusätzliche Bestimmungen
Ausfall der Schaltschränke LHA und LHB durch Gleichtaktstörung (DCC-LH) im AN/RRA-Modus	Stromversorgung der für den Betrieb der Hochgeschwindigkeitszüge erforderlichen Einrichtungen Manuelle Wiederinbetriebnahme der ASG-Abdeckung durch SER im Schwerkraftbetrieb
Ausfall der Schaltanlagen LHA und LHB durch Gleichtaktstörung (DCC-LH) im NSO-API-Modus (Abschaltung wegen Eingriff, Primärkreis nicht ausreichend offen)	Inbetriebnahme einer Zusatzversorgung im Primärkreis durch den RCV des benachbarten Blocks Manuelle Trennung der Verbindung RRA-RCV Wiederherstellung der Stromversorgung für die zur Steuerung der Hauptventile erforderlichen Maßnahmen
Ausfall der Schaltanlagen LHA und LHB durch Gleichtaktstörung (DCC-LH) in SPS-Modus SO (Abschaltung wegen Eingriff, Primärkreis ausreichend offen)	Manuelle Inbetriebnahme einer Schwerkraft-Nachspeisung im Primärkreis Inbetriebnahme einer Nachspeisung im Primärkreis über den RCV des benachbarten Blocks

Es ist zu beachten, dass bestimmte ergänzende Betriebsbedingungen materielle Änderungen berücksichtigen, die im 4. RP 900 umgesetzt wurden, insbesondere:

- PNPE1152: Der Austausch des LLS-Not-Turbogenerators durch den DUS: Diese Änderung ermöglicht eine zuverlässigere Notnotstromquelle, mit der eine RIS-Pumpe in den Situationen H3 und DCC-LH wieder mit Strom versorgt werden kann;
- PNPP1811: Die in Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7 beschriebene EAS-ND-Anordnung;
- PNRL1894: Der Austausch der Temperaturfühler des Primärkreislaufs im Kaltzweig durch qualifizierte Modelle, die unter verschlechterten Umgebungsbedingungen im Reaktorraum betriebsfähig sind, um deren Nutzung bei der Bewältigung von H3- oder DCC-LH-Situationen mit Leckage oder Bruch des Primärkreislaufs zu ermöglichen.

Die wichtigsten konzeptionellen Änderungen, die die Studien des ergänzenden Bereichs betreffen, sind:

- Die Weiterentwicklung der Reaktionsabläufe bei H3/DCC-LH-Transienten, integriert in Kapitel VI der RGE;
- Die Einbeziehung eines Nachweises der Reaktivitätskontrolle in die Studien des ergänzenden Bereichs.

Im Rahmen der Phase A setzt EDF eine Strategie zur Bewältigung der H3/DCC-LH-Transienten um, die darauf ausgelegt ist, zwei gegensätzliche Effekte im Zusammenhang mit der Primärtemperatur zu bewältigen: Einerseits begünstigt die Senkung der Primärkreistemperatur den Erhalt der Dichtungen der GMPP und damit den Wasservorrat im Falle eines Einspeisungsverlusts unter Berücksichtigung des Phänomens der hydrothermischen Korrosion; andererseits wirkt sich die Aufrechterhaltung einer hohen Primärtemperatur positiv auf die Unterkritikalität des Reaktorkerns aus. Die Temperaturstufe von 240 °C ist der von EDF für die Phase A festgelegte Kompromiss. Durch ergänzende Untersuchungen konnte die Reaktivitätskontrolle in den Situationen H3 und DCC-LH mit IJPP durch eine Kühlung auf bis zu 190 °C überprüft werden. Im Rahmen der Phase B wird EDF daher die Betriebsführung in den Situationen H3 und DCC-LH mit IJPP im ergänzenden Bereich weiterentwickeln und einen Temperaturwert von 190 °C festlegen, um die Einhaltung der Akzeptanzkriterien zu gewährleisten.

Diese Betriebsstrategie berücksichtigt das gute Verhalten der Dichtungen der GMPP, deren Technologie sich gegenüber dem ursprünglichen Entwurf weiterentwickelt hat (Dichtungsscheiben Nr. 1 aus Siliziumnitrid und Hochtemperatur-O-Ringe) und die ab 2015 in den Dichtungsblöcken getestet wurden, in einem Versuchsloop unter Druck- und Temperaturbedingungen, die dem Gesamtverlust der Stromquellen entsprechen, sowohl mit neuen Dichtungen als auch mit Dichtungen mit simulierter Alterung.

Im Rahmen der Prüfung der Unterlagen für Phase A hat EDF neue Maßnahmen vorgeschlagen:

- Die Öffnung der Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Reaktorbehälters im Falle eines Ausfalls der Kühlquelle, eines Ausfalls der Stromquellen (einschließlich der Notstromdiesel) oder eines Ausfalls der „LH"-Schaltanlagen aufgrund einer gemeinsamen Ursache im Reaktorzustand „Abgeschaltet für primäre Wartungsarbeiten, ausreichend geöffnet". Diese Maßnahme ermöglicht es, das Risiko einer Drucksteigerung im Sicherheitsbehälter in diesen Situationen zu bewältigen.
- Die Nachspeisung über die reaktoreigenen Wasserreserven mittels der „EAS-ND"-Pumpe für den harten Kern, um eine Freilegung des Reaktorkerns zu vermeiden, gefolgt von der Umstellung durch den Betreiber auf Wasserumwälzung innerhalb des Reaktorgebäudes bei Ausfall der Stromquellen (einschließlich der Notstromdiesel), auf Reaktorebene oder im Falle eines Ausfalls der „LH"-Schaltanlagen aufgrund einer gemeinsamen Ursache im Reaktorzustand „Abgeschaltet für primäre Wartungsarbeiten, ausreichend geöffnet". Diese Maßnahmen ersetzen die derzeitige Vorgehensweise, bei der eine Schwerkraftnachspeisung unter Rückgriff auf ein Wassernachspeisesystem eines anderen Reaktors erfolgt.
- Die Nutzung des Notkühlsystems für das Zwischenkühlsystem des Reaktors (RRI) durch Kaltwasser aus dem Wasseraufbereitungs- und Kühlsystem der Lagerbecken (PTR).
- Nachspeisung des Primärkreislaufs durch die Dichtungs-Einspritzpumpe der Primärpumpenaggregate „Harter Kern" (PIJ-ND), die im Dichtungs-Einspritzmodus Nr. 1 der Primärpumpenaggregate (IJPP) betrieben wird. Diese Maßnahme betrifft das Szenario eines Ausfalls der Schaltanlage LHA in Verbindung mit dem intrinsischen Ausfall der RCV-Pumpe, Kanal B, in den Betriebszuständen RP und AN/GV.

❖ **Fazit**

Mit der Umsetzung der oben aufgeführten, im 4. RP 900 beschlossenen Ergänzenden Bestimmungen erfüllen alle im Rahmen des 4. RP 900 durchgeführten Studien des Ergänzungsbereichs die Sicherheitskriterien, indem sie den aktuellen Stand des Wissens berücksichtigen.

Spezifischer Teil zum Block 4 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Blayais weist im Vergleich zum Zustand „Palier" keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands

des Blocks Die Änderungen:

- PNPE1152 „Ersatz der Stromversorgung durch den Notstromturbogenerator durch eine Versorgung über den Notdiesel",
- PNPP1811 „Einbau eines EAS-ND-Systems zur Wassereinspeisung in den Primärkreislauf und zur Ableitung der Restleistung",
- PNRL1894 „Austausch der Temperaturfühler im kalten Zweig des Primärkreislaufs",

wurden im Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

1.2.1.3. Zusätzliche Studien

Allgemeiner Teil „Lagerung"

Ergänzend zu den Studien zur ursprünglichen Auslegung und denen des „Domaine Complémentaire" sind zusätzliche Studien Teil eines Ansatzes zur Verbesserung der Reaktorsicherheit.

❖ **Spezifische Nachweise**

Bestimmte physikalische Phänomene oder bestimmte Störfallsituationen, die die ordnungsgemäße Erfüllung der Sicherheitsfunktionen beeinträchtigen könnten, bei der Auslegung jedoch nicht berücksichtigt wurden und nicht durch die ergänzenden Betriebsbedingungen abgedeckt sind, haben zur Umsetzung spezifischer baulicher oder betrieblicher Maßnahmen geführt. Das allgemeine Ziel der besonderen Nachweise besteht darin, die Robustheit der Anlage gegenüber diesen physikalischen Phänomenen und Unfallsituationen unter Berücksichtigung der umgesetzten baulichen und betrieblichen Maßnahmen zu bewerten.

Anlässlich des 4. RP 900 handelt es sich bei den speziellen Nachweisstudien um folgende:

- Studien zur Wechselwirkung zwischen Brennstab und Hülle (IPG), die die zulässigen Dauer für den verlängerten Betrieb bei mittlerer Leistung (FPPI) festlegen;
- Studie zum Unfall mit Primärkühlmittelverlust aufgrund eines doppelt aufgeschlagenen Guillotinebruchs (APRP 2A mit A im Rohrleitungsquerschnitt);
- Heterogene Verdünnung im Zusammenhang mit dem APRP „Zwischenbruch“;
- Homogene Verdünnung durch einen doppelt diskutierten glatten Bruch eines Rohrs im Wärmetauscher des Dichtungskreislaufs der Primärpumpen (CEPP).

○ **IPG**

Ziel der IPG-Studien ist es, die zulässigen FPPI-Dauern zu ermitteln, die gewährleisten, dass es bei Transienten der Kategorie 2 zu keinem Bruch der Hülle kommt.

Ziel ist es, einen Ansatz zu implementieren, der es ermöglicht, Zyklen abzudecken, bei denen die Anzahl der neu beladenen Brennelemente variabel ist (sogenannte „variable“ Beladungen) im Hinblick auf das IPG-Risiko und der gleichzeitig mit dem Sicherheitsnachweis vereinbar bleibt. Der Ansatz „*IPG*-Variabilität“ wird in den IPG-Studien 4. RP 900 konkretisiert. Er stützt sich auf die Bewertung der linearen Leistungen im Normalbetrieb und bei Transienten der Kategorie 2 mittels statischer 3D-Berechnungen. Der thermomechanische Teil ermöglicht die Ermittlung der Leistungsbereiche, bei denen es zum Bruch kommt. Die Bilanz der IPG-Sicherheitsmargen wird anhand der lokalen Differenz zwischen der Bruchleistung und der linearen Leistung der Transienten der Kategorie 2 erstellt.

In bestimmten Konfigurationen führt die Variabilität der im 4. RP 900 eingesetzten Brennelementladungen dazu, dass die anhand des Referenzplans für das Brennstoffmanagement bewertete Bilanz der IPG-Sicherheitsmargen leicht beeinträchtigt wird. Die Auswirkungen der Variabilität der Brennstoffmanagementkampagnen von GARANCE bleiben begrenzt.

○ **APRP 2A**

Die zu prüfenden Kriterien für die Untersuchung des doppelt beweglichen Guillotine-Bruchs (APRP 2A) entsprechen denen des APRP der Kategorie 4. Sie zielen einerseits darauf ab, die Integrität der dritten Sicherheitsbarriere zu gewährleisten, und andererseits darauf, die Geometrie des Reaktorkerns so zu erhalten, dass die Kühlung des Brennstoffs ermöglicht wird und somit eine erhebliche Beschädigung des Reaktorkerns vermieden wird.

Die Untersuchung behandelt den großen, doppelt durchbrochenen Reaktorbrand (APRP-2A) unter realistischen Annahmen und Methoden. Das in der 4. RP 900 ermittelte maximale Hüllrohr-Temperaturniveau in Verbindung mit einem kontrollierten maximalen Hüllrohr-Verformungsniveau ermöglicht die Einhaltung der Kriterien.

○ **Der APRP BI inhärente heterogene Verdünnungseffekt**

Das Sicherheitsziel dieser Studie besteht darin, sicherzustellen, dass es infolge des dem APRP BI innewohnenden Phänomens der heterogenen Verdünnung nicht zu einer Rückkehr in den kritischen Zustand kommt. Im Rahmen der EPR-Flamanville-3-Studien wurde ein Ansatz zur Untersuchung des Unfalls aufgrund der dem APRP BI innewohnenden heterogenen Verdünnung entwickelt und umgesetzt. Die dem APRP BI innewohnende heterogene Verdünnung wird mit dieser Methodik auch für den in Betrieb befindlichen Kraftwerkspark untersucht.

Die Regeln für die Untersuchung der Auslegungsbetriebsbedingungen werden angewendet, mit Ausnahme der Berücksichtigung eines erschwerenden Faktors (ein erschwerender Faktor ist ein zusätzlicher zufälliger Ausfall, der unabhängig vom auslösenden Ereignis des Unfalls ist). Diese Untersuchung zeigt, dass die dem APRP BI inhärente heterogene Verdünnungssequenz im Referenzsystem 4. RP 900 unter dem Brennstoffmanagement GARANCE nicht zu einer Rückkehr des Reaktorkerns in den kritischen Zustand führt.

Es wurde eine Sensitivitätsanalyse unter Berücksichtigung eines erschwerenden Ereignisses durchgeführt. Die Ergebnisse zeigen, dass die Schlussfolgerung, wonach der Kern beim Durchgang eines Klarwasserpfropfens nicht wieder in den kritischen Zustand übergeht, auch unter Berücksichtigung eines erschwerenden Ereignisses robust ist.

Zudem wurde eine lokale thermohydraulische Analyse durchgeführt, um die Sensitivität gegenüber dem Volumen des Wasserpfropfens zu untersuchen. Die neutronische Analyse besteht darin, eine statische Neutronenberechnung durchzuführen, wenn das Entkopplungskriterium am Kerneintritt hinsichtlich der kritischen Bor-Konzentration nicht erfüllt ist. Die Ergebnisse dieser Untersuchung:

- kommen zu dem Schluss, dass bei großen Stauvolumina mit einer erheblichen Sicherheitsmarge keine Rückkehr zur kritischen Zustand des Reaktorkerns eintritt;
- belegen zudem das Fehlen eines *„Klippeneffekts“*: Die Schlussfolgerung, dass der Kern nicht in den kritischen Zustand zurückfällt, ist robust gegenüber der Änderung eines Hauptparameters des Transienten, nämlich des Volumens des Pfropfens.

Ergänzende Szenarien, bei denen die Anzahl der Pfropfen, die Kinetik des Eintritts der Pfropfen (Kinetik der Wiederherstellung der natürlichen Zirkulation) und die zeitliche Verzögerung ihres Eintritts in den Reaktorbehälter variiert werden, zeigen auf der Grundlage kinetischer Neutronenberechnungen, dass bei diesem für APRP-BI-Reaktoren der Baureihe CPY mit 900 MWe typischen Unfall mit heterogener Verdünnung keine Beschädigung des Brennstoffs auftritt und die Kühlleistung des Reaktorkerns nicht beeinträchtigt wird.

- **Homogene Verdünnung durch einen doppelt diskutierten glatten Bruch eines Rohrs im Wärmetauscher des Dichtungskreislaufs der Primärpumpen (CEPP)**

EDF hat im Rahmen des ergänzenden Bereichs in den Sicherheitsnachweis der 900-MWe-Baureihe das Szenario einer homogenen Verdünnung durch einen doppelt durchbrochenen Bruch eines Rohrs im Wärmetauscher des Dichtungskreislaufs der Primärpumpen (CEPP) integriert, und zwar für die Betriebszustände „Reaktor in Leistung“ und „Normalabschaltung“ unter Anwendung der Regeln und Kriterien der Kategorie 4 des Auslegungsbereichs. Was das Risiko einer Verdünnung durch Leckage oder Rohrbruch am CEPP-Wärmetauscher betrifft, wird EDF eine bauliche Änderung (PNPE1189) vornehmen, die die Entnahme einer chemischen Probe stromabwärts des CEPP-Wärmetauschers ermöglicht, um regelmäßig die Integrität dieses Wärmetauschers zu überprüfen.

❖ **Übertragung der Betriebssituationen und -fristen des EPR Flamanville 3**

Diese Untersuchungen ermöglichen es, das Verhalten der Reaktoren der Baureihe CPY bei den Ereignissen und Bedienerfristen des Referenzrahmens für den EPR Flamanville 3 zu bewerten, wobei die Regeln für die Untersuchung der Auslegungsbetriebsbedingungen angewendet werden (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 1 – § 1.2.1.1).

Ziel ist es, anhand von zwei unterschiedlichen Teilen Folgendes zu bewerten:

- Das Verhalten der Reaktoren der Baureihe CPY des in Betrieb befindlichen Kraftwerksparks unter Betriebsbedingungen, die bei ihrer Auslegung nicht berücksichtigt wurden, aber im Auslegungsreferenzrahmen des EPR Flamanville 3 (FLA3) enthalten sind.
- Die Auswirkungen auf die Reaktoren der Baureihe CPY, die sich aus der Berücksichtigung der für den EPR Flamanville 3 festgelegten Reaktionszeiten des Bedienpersonals auf die Auslegungsbetriebsbedingungen ergeben.

Die Untersuchungen zeigen, dass:

- Die Mehrheit der Betriebsbedingungen, die im Auslegungszustand „3. RP 900“ nicht berücksichtigt wurden (etwa 70 % der Fälle), erfüllt die Sicherheitskriterien bei Anwendung der Auslegungsregeln des Bereichs

. Die übrigen Betriebsbedingungen werden durch die Studien und Bestimmungen des ergänzenden Bereichs abgedeckt.

- Die Mehrheit der Betriebsbedingungen (mehr als 70 % der Fälle) erfüllt die Sicherheitskriterien des Auslegungsbereichs mit den im deterministischen Auslegungsreferenzrahmen des EPR Flamanville 3 festgelegten Betreiberzeiten. Die übrigen Betriebsbedingungen erfüllen Kriterien, die sich aus einem Ansatz vom Typ *„Ergänzender Bereich“* ergeben. Die Verlängerung der Betreiberzeit führt zu keinem *„Klippen-Effekt*“.

❖ **Kombination mit einem externen Spannungsausfall (MDTE)**

Anlässlich des 4. RP 900 befassen sich die durchgeführten Untersuchungen mit der Berücksichtigung der Kumulierung eines externen Spannungsausfalls (MDTE) bei Unfällen der Kategorien 2 und 3 sowie mit der Überprüfung des Erreichens des sicheren Zustands anhand von Kriterien der Kategorie 4, wobei ausschließlich als erdbebensicher eingestufte Ausrüstungen berücksichtigt werden.

- **Störfälle der Kategorien 2 und 3, kurzfristiger Aspekt**

Im Rahmen des 4. RP 900 hat EDF die Kumulierung eines MDTE in den Studien zu den Betriebsbedingungen der Kategorien 2 und 3 berücksichtigt, wobei die für diese Kategorien auf der CPY-Stufe geltenden spezifischen Berechnungsregeln beibehalten wurden.

EDF hat die Maßnahme „Automatische Reaktorabschaltung bei Erdbeben“ (PNPP1419) berücksichtigt, die in allen Reaktoren der CPY-Generation implementiert ist.

EDF hat auf der CPY-Stufe (Brennstoffmanagement GARANCE) sichergestellt, dass das frühzeitige Auslösen der automatischen Reaktorabschaltung bei Erdbeben in der Untersuchung der Kurzzeitphasen (d. h. vor dem Eingreifen des Bedieners nach 20 Minuten) der Betriebsbedingungen der Kategorien 2 und 3 bei gleichzeitiger Kumulierung eines MDTE das Auftreten einer Siedekrise an der Hülle verhindert und somit die Einhaltung der Sicherheitskriterien der Kategorie 4 gewährleistet. Die Änderung „Automatische Reaktorabschaltung bei Erdbeben“ ermöglicht es nämlich, das Herabfallen der Brennelemente vorzuverlegen, bevor sich die Kesselparameter unter den verschiedenen untersuchten Unfallbedingungen verschlechtern.

- **Unfälle der Kategorien 2, 3, 4, langfristige Auswirkungen**

Da das MDTE die Folge eines Erdbebens sein kann, hat EDF für alle Auslegungsunfälle sichergestellt, dass ein sicherer Zustand erreicht werden kann, indem für die Auslöser der Kategorien 2 bis 4 bei Kumulierung eines MDTE ausschließlich seismische Maßnahmen berücksichtigt werden.

Die Ableitung der Restleistung erfolgt je nach Unfall:

- entweder durch die Sicherheitseinspeisung (IS) beispielsweise bei APRP-Szenarien mit mittlerem Bruch,
- entweder durch die Notstromversorgung der Dampferzeuger (ASG) und anschließende Wiederbefüllung des Wasserkessels über die Wasserquelle für die Kernnachspeisung (PNPP1714/PNPE1289),
- entweder durch die Inbetriebnahme der offenen Speiseleitung als ergänzende Notfallmaßnahme.

Die Primärinventur wird durch das IS für die Initiatoren mit nicht intaktem Primär- oder Sekundärkreislauf gewährleistet.

❖ **Zugänglichkeit der Räume zur Durchführung der Maßnahmen für die Auslegungs- und Ergänzungsstudien**

Die Zugänglichkeitsanalyse dient dazu, sicherzustellen, dass die Situationen im Auslegungsbereich und im ergänzenden Bereich keine Veränderungen der Umgebungsbedingungen hervorrufen, die die Durchführung der vor Ort erforderlichen Maßnahmen zur Bewältigung einer Stör- oder Unfallsituation beeinträchtigen könnten. Die Maßnahmen, deren Durchführung kurzfristig erforderlich ist, werden analysiert, um die Einhaltung der Sicherheitsziele zu gewährleisten.

Im Falle eines Unfalls im Auslegungsbereich oder im Ergänzungsbereich sind die Umgebungsbedingungen, die sich aufgrund des Auslösers abnormal verändern könnten, radiologischer und thermischer Natur. Die Analyse wird daher unter Berücksichtigung dieser beiden Aspekte durchgeführt.

Im Rahmen des 4. RP 900 hat EDF den im Rahmen des 3. RP 1300 entwickelten und von der ASN für die radiologische Umgebung genehmigten Ansatz angewendet. Für die thermische Umgebung stützt sich die Analyse für jede der ausgewählten Maßnahmen auf den Vergleich zwischen den thermischen Bedingungen im Normalbetrieb des betreffenden Raums und denselben Bedingungen in der spezifischen Situation des analysierten Transienten. Dieser Vergleich erfolgt auf der Grundlage der Identifizierung einer nachteiligen Entwicklung der thermischen Bedingungen, die durch einen signifikanten Anstieg der Wärmeabgabe und/oder eine Verschlechterung der Klimatisierung in dem betreffenden Raum verursacht wird.

In der sehr unwahrscheinlichen Situation von APRP4 mit einer Kumulierung von MDTE und dem Ausfall eines Diesels, was zum Ausfall des gesamten Strangs A führt, identifiziert EDF die Notwendigkeit einer Änderung, *die es* ermöglicht, die für die Maßnahme *„Einspeisung in den Strang A bei gleichzeitiger* Einspeisung“ erforderlichen Komponenten wieder *mit Strom* zu versorgen. Diese Änderung (PNPE1442) ermöglicht die Durchführung dieser Maßnahme vom Elektroraum (BL) aus unter Bedingungen, die mit den Zugänglichkeitsanforderungen vereinbar sind.

Nach Abschluss aller im Rahmen des 4. RP der CPY-Stufe durchgeführten Überprüfungen stellen die Strahlungsbelastungen in den Räumen, in denen Maßnahmen zur Bewältigung von Situationen des Auslegungsbereichs (radiologisch und thermisch) und des Ergänzungsbereichs (radiologisch) erforderlich wären, daher die Fähigkeit der Einsatzkräfte nicht in Frage, in diesen Räumen während der erforderlichen Zeit Maßnahmen durchzuführen.

EDF hat die Zugänglichkeitsanalyse für Unfälle des ergänzenden Bereichs durchgeführt, bei denen die thermische Umgebung eine Rolle spielt, und bestätigt die Zugänglichkeit in diesen Situationen.

Ergänzend dazu hat EDF in Anwendung der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [FOH-B] die tatsächliche Fähigkeit des Einsatzpersonals überprüft, die Räumlichkeiten zu betreten und dort die im Nachweis der nuklearen Sicherheit im Falle eines Unfalls erforderlichen Maßnahmen durchzuführen (z. B. Zugänglichkeit der Kontroll- und Steuerungselemente, Fähigkeit zur Durchführung der Maßnahmen beim Tragen von persönlicher Schutzausrüstung, Verfügbarkeit der Werkzeuge, für den Zugang erforderliche Zeit). Die von EDF im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung der Reaktoren der 900-MWe-Klasse vorgesehenen Maßnahmen lauten wie folgt:

- Betriebsanpassung, um den Einsatz von Selbstüberwachungszellen zu ermöglichen, mit denen die RCV-RIS-Ventile im Falle eines APRP4 vom BL aus betätigt werden können. Geplante Änderung in Phase B;
- Umsetzung des Leitfadens zum Strahlenschutz bei radiologischen Notfällen spätestens in der Ergänzungsphase B;
- Bereitstellung der Liste der Räume, die Umwälzkreisläufe (Unfälle mit und ohne Kernschmelze) und/oder Durchführungen durch den Sicherheitsbehälter enthalten, an den Betreiber spätestens in der Ergänzungsphase B;
- Aktualisierung der Sonderbetriebsvorschrift für schwere Wetterereignisse, um im Falle einer Vorwarnung vor starkem Wind die Vorab-Ausrichtung der Nachspeisung der ASG-Abdeckung durch SER zu verlangen. Aktualisierung in Phase B (Ergänzungen) vorgesehen.

Darüber hinaus hat EDF eine Lösung für die CPY-Ebene definiert, um zu vermeiden, dass in einer H3-Situation im API-Zustand NSO (PNPE1592) auf das Innere des BR zugegriffen werden muss. EDF hat sich zum Ziel gesetzt, diese Lösung in der Phase B – Ergänzungen umzusetzen.

Spezifischer Teil zu Block 4 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais weist im Vergleich zum Block „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Bilanz zum Zustand des Blocks

Die Änderung PNPP1419 „Einführung eines AAR für Erdbeben“ wurde im Block 4 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPE1189 „ Einbau einer Entnahmevorrichtung für das Primärmedium im Stillstandszustand hinter dem CEPP-Wärmetauscher (Dichtungskreislauf der Primärpumpen) hinsichtlich der Risiken einer heterogenen Verdünnung durch CEPP-Leckagen“ wird am Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4. RP 900 umgesetzt.

Die Änderungen:

- PNPE1442 Band B „Betriebsänderung: Zugänglichkeit – Einsatz von Selbstkontrollzellen zur Betätigung der RCV-RIS vom BL aus (gleichzeitige ISHP-Einspeisung)“,
- PNPE1592 „Bedienbarkeit von RCV050VP vom BL aus in Situation H3 im NSO-SPS-Modus“,

werden im Block 4 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen der Phase B „Ergänzungen“ der Änderungen des 4. RP 900 umgesetzt.

Die Änderung PNPP1714 „Wasserquelle für die Nachspeisung des harten Kerns“ wird im Rahmen einer spezifischen Planung mit Inbetriebnahme im April 2026 im Block 4 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung im Hinblick auf ihre Berücksichtigung in den Kumulierungsstudien des MDTE werden spätestens bei VD4 + 2 Jahre berücksichtigt.

1.2.1.4. Probabilistische Sicherheitsanalysen (EPS) der internen Ereignisse „*Kessel*“ der Stufe 1

Allgemeiner Teil – Reaktorblock

Die probabilistischen Sicherheitsstudien (EPS) werden im Rahmen der periodischen Überprüfung herangezogen, um die Häufigkeit einer Kernschmelze (Stufe 1) und deren Entwicklung im Vergleich zur Bewertung am Ende der vorherigen periodischen Überprüfung zu bewerten, wobei eine Analyse der Änderungen der Systemmerkmale, der Betriebspraktiken sowie des aktuellen Wissensstands einbezogen wird.

Im Rahmen des 4. RP 900 wurde die EPS CPY für interne Ereignisse der Stufe 1 aktualisiert, um einen Reaktor der Baureihe CPY im Zustand RP4 900 abzubilden.

EDF hat sich zum Ziel gesetzt, die Häufigkeit von Szenarien zu verringern, die zu frühen und erheblichen Freisetzungen führen. Zu diesem Zweck strebt EDF eine Verringerung des Kernschmelzrisikos an, wodurch sich die damit verbundenen Freisetzungen reduzieren lassen. Diese Sicherheitsbewertung ermöglicht es zudem, die Liste der ergänzenden Maßnahmen zu überprüfen und zu aktualisieren, und zwar auf der Grundlage der Ergebnisse hinsichtlich des Kernschmelzrisikos (Richtwert bei etwa 10^{-7} pro Jahr und Reaktor).

In Vorbereitung auf den 4. RP 900 wurde die Sicherheitsüberprüfung (EPS) der Baureihe CPY aktualisiert, um die neuesten Betriebserfahrungen zu berücksichtigen (insbesondere Zuverlässigkeitsdaten der Ausrüstung, Identifizierung und Häufigkeit von Auslösern sowie das Betriebsprofil). Sie berücksichtigt die neuen Erkenntnisse über das Verhalten der Anlage, die aus den jüngsten Studien hervorgehen.

Bei dieser Gelegenheit wurden mehrere wesentliche Erweiterungen des Umfangs der EPS vorgenommen, darunter eine bessere Berücksichtigung der Lüftungssysteme und ihrer Versorgungssysteme (Stromversorgung, Kältequelle), die Behandlung einer größeren Anzahl von auslösenden Ereignissen sowie die Berücksichtigung menschlicher Maßnahmen, die über einen Zeitraum von mehr als 4 Stunden durchgeführt werden müssen. Die Modellierung der RRI/SEC-Systeme und der

elektrischen Systemen wurde ebenfalls verfeinert.

Aus diesen Entwicklungen konnten Erkenntnisse gewonnen werden, die im Rahmen des 4. RP 900 zu folgenden Änderungen führten:

- den Austausch der elektrischen Schütze der Ventilatoren des Lüftungssystems der elektrischen Gebäude durch Verriegelungsschütze (enthalten in der Änderung PNPE1068 für Tricastin 1, PNRL1879 für alle anderen Blöcke der CPY-Generation),
- die Weiterentwicklung der Betriebsverfahren zur Verbesserung:
  - die Zuverlässigkeit der Belüftung der elektrischen Gebäude in Zuständen, in denen der Reaktor abgeschaltet ist,
  - die Zuverlässigkeit der Durchführung einer Notfallmaßnahme im Falle eines Ausfalls der Rohwasser-Notversorgung, die die Kühlquelle des Blocks bildet.

Im Anschluss an die regelmäßige Überprüfung wurde eine neue Version des EPS mit der Bezeichnung *„EPS 900 CPY* VD4“ erstellt, die einen Reaktor der CPY-Generation im Zustand VD4 repräsentiert und die neuesten Betriebserfahrungen sowie neue Erkenntnisse über das Verhalten der Anlage berücksichtigt.

Das EPS 900 CPY VD4 ermöglicht somit eine Bewertung des Kernschmelzrisikos für interne Reaktorkesselereignisse in der Größenordnung von $3,^{10^{-6}}$ pro Jahr und Reaktor. Der Beitrag verteilt sich relativ ausgewogen auf die verschiedenen Unfallfamilien.

Die vorherrschenden Unfallfamilien sind in absteigender Reihenfolge ihres Beitrags:

- Ausfälle von Hochspannungsstromquellen (PSLHT), deren Dominanz auf die Integration von Lüftungssystemen, insbesondere in den Elektroräumen, zurückzuführen ist. Die neuesten Erkenntnisse zu diesen Situationen haben zu Änderungen im Betriebsverhalten geführt, wobei insbesondere die sogenannte „Noyau Dur“-Pumpe (PNPP1811) stärker zum Einsatz kommt, sowie zu einer materiellen Änderung, die darin besteht, die Schütze der Ventilatoren in den Elektroräumen zu ersetzen (PNPE1068 für Tricastin 1, PNRL1879 für alle anderen Blöcke der CPY-Generation);
- Unfälle mit Verlust des Primärkühlmittels (APRP);
- Transienten in Verbindung mit einem Ausfall der automatischen Reaktorabschaltung (ATWS);
- Transienten im Sekundärkreis (TGTA);
- Ausfälle von Niederspannungsstromquellen (PSLBT);
- Ausfälle von Kältequellen (PSF), die die aktuellsten Erkenntnisse hinsichtlich des Auslösers berücksichtigen.

Drei Gruppen tragen in geringerem Maße zum Risiko einer Kernschmelze bei, in absteigender Reihenfolge:

- Transienten im Primärkreis (TRCP);
- Brüche an Sekundärrohrleitungen (RTS);
- Brüche von Rohren des Dampferzeugers (RTGV).

Letztendlich sind die im Rahmen des 4. RP 900 umgesetzten Maßnahmen, die sich positiv auf das Risiko einer Kernschmelze auswirken, folgende:

- der Austausch der Stromversorgungsschütze für die Ventilatoren in den Elektroräumen (PNPE1068 für Tricastin 1, PNRL1879 für alle anderen Blöcke der CPY-Generation),
- die Isolierung der thermischen Barriere des GMPP (PNPP1371),
- der Austausch des LLS-Turbogenerators durch den Notstromdiesel DUS (PNPE1152),
- die blockübergreifende Absicherung der Notstromdiesel (PNPE1166),

- die „Noyau Dur“-Pumpe bei Ausfall der Hochspannungsstromversorgung (PNPP1811),
- die Optimierung der Gegenmaßnahmen bei Ausfall der Kühlquelle: Absicherung des RRI durch PTR und Absicherung des RCV durch den RRI des benachbarten Blocks (PNPE1593).

Darüber hinaus ermöglichte die Berücksichtigung der Betriebserfahrungen (REX) eine Abwärtskorrektur der Eintrittswahrscheinlichkeiten für eine Reihe von Auslösern (Ausfall der LH-Schalttafeln durch Gleichtaktstörungen) sowie die Aktualisierung bestimmter Zuverlässigkeitsdaten (mechanische Blockierung von Brennelementbündeln, Sicherheitspumpen).

Die EPS für interne Ereignisse im Reaktordruckbehälter (CPY) der Stufe 1 wurde somit aktualisiert, um den Referenzausbaustand eines Reaktors der CPY-Generation nach dem 4. RP 900 widerzuspiegeln. Im Vergleich zur vorherigen Überprüfung wurde für die EPS für interne Ereignisse im Reaktordruckbehälter eine Verringerung des Gesamtrisikos einer Kernschmelze in der Größenordnung von 30 % ermittelt.

Blockspezifischer Teil für Block 4 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais weist keine Besonderheiten hinsichtlich des „Palier“-Zustands auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderungen der Betriebsverfahren hinsichtlich der Belüftung und der Durchführung einer Notfallmaßnahme bei Ausfall der Rohwasser-Notversorgung wurden in die Betriebsdokumentation aufgenommen.

Die Änderungen:

- PNPE1152 „Ersatz der Stromversorgung durch den Notstromturbogenerator durch eine Versorgung über den Notstromdiesel“,
- PNPE1166 „Absicherung des DUS durch den DUS des benachbarten Blocks“,
- PNPP1371 „Verbesserung der Zuverlässigkeit der Isolierung der GMPP-Wärmesperren“,
- PNPP1811 „Einrichtung eines EAS-ND-Systems zur Wassereinspeisung in den Primärkreislauf und zur Ableitung der Restleistung“,
- PNRL1879 „DVLa-Haftschütze des CPY“,

wurden im Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPE1593 „Ergänzende Bestimmung ‚RRI-Notversorgung durch PTR‘: Betriebsänderung und Änderung der automatischen Lastabwurfregelung für bestimmte an das RRI angeschlossene Verbraucher“ wird im Rahmen einer spezifischen Planung im Block 4 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt, wobei die Integration ab 2027 vorgesehen ist.

1.2.2. ANSTREBEN VON STUFEN RADIOLOGISCHER FOLGEN, DIE KEINE GEGENMASSNAHMEN FÜR DIE BEVÖLKERUNG ERFORDERN

Die Auslegungsstörfälle und -unfälle stellen die bei der ursprünglichen Auslegung der Blöcke zugrunde gelegten Betriebsbedingungen dar und werden je nach geschätzter Häufigkeit in die Kategorien 2 bis 4 eingestuft:

- Kategorie 2: Störfälle mit mäßiger Häufigkeit,
- Kategorie 3: Unfälle mit sehr geringer Häufigkeit,
- Kategorie 4: höchst unwahrscheinliche Unfälle.

Jedes Störfall- oder Unfallszenario entspricht im Allgemeinen dem repräsentativsten und/oder schwerwiegendsten Fall einer bestimmten Art von Transienten.

Um zu überprüfen, ob die Auslegungsstörfälle und -unfälle nur begrenzte radiologische Auswirkungen auf die Bevölkerung haben, müssen die Ergebnisse der Dosisberechnungen mit Dosisgrenzwerten verglichen werden, die an die untersuchte Situation sowie an den betrachteten Zeitraum angepasst sind. Dabei wird zwischen der Dosis in der Kurzzeitphase des Unfalls, berechnet für 24 Stunden, und der Dosis für 7 Tage unterschieden.

Für Transienten der 2. Kategorie ist kein Dosisgrenzwert festgelegt. Diese Transienten liegen innerhalb des jährlichen Grenzwerts (1 mSv) für die effektive Dosis bei der Exposition der Bevölkerung gegenüber ionisierender Strahlung (Artikel R1333-11 des Gesetzes über das öffentliche Gesundheitswesen).

Was die Transienten der 3. und 4. Kategorie (Kurzzeitphase) betrifft, so wird das festgelegte Anforderungsniveau an die Häufigkeit des Auftretens der betreffenden Situation angepasst. Es wird unter Berücksichtigung der Interventionswerte definiert, die mit der Umsetzung von Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung in radiologischen Notfällen verbunden sind:

- für Betriebsbedingungen der 3. Kategorie: effektive Dosis < 10 mSv,
- für Betriebsbedingungen der Kategorie 4: effektive Dosis < 50 mSv.

Der mit den ergänzenden Betriebsbedingungen verbundene Dosisgrenzwert für die kurzfristige Phase von Unfällen entspricht dem für Auslegungsunfälle der Kategorie 4 festgelegten Wert, d. h.:

- Effektivdosis < 50 mSv.

Bei Unfällen, die zu erheblichen Jodfreisetzungen führen können, wird die Berechnung der kurzfristigen effektiven Dosis durch die Berechnung der Äquivalentdosis an der Schilddrüse über denselben Zeitraum ergänzt, um die Notwendigkeit der Verabreichung von stabilem Jod im Vergleich zu dem in radiologischen Notfällen als Referenzwert geltenden Dosenwert von 50 mSv beurteilen zu können.

Im 4. RP 900 setzt sich EDF ein ehrgeizigeres Ziel als die strikte Einhaltung der Dosisgrenzwerte, die im Rahmen des Sicherheitsnachweises für die verschiedenen Unfallkategorien vorgeschrieben sind. EDF strebt ein Ausmaß an radiologischen Folgen an – für die Kategorien 3 und 4 zusammen –, das keine Schutzmaßnahmen für die Bevölkerung erfordert. In der Praxis bedeutet dies eine kurzfristige Schilddrüsendosis am Standortgrenzwert, die sich 50 mSv annähern soll, sowie eine effektive Dosis, die sich 10 mSv annähern soll.

Um dieses Ziel zu erreichen, umfasst das Arbeitsprogramm und die damit verbundenen Maßnahmen von EDF mehrere Komponenten:

- Neubewertung der radiologischen Folgen von Unfällen im Zusammenhang mit dem Reaktorkessel und Ermittlung von Verbesserungsmöglichkeiten zur Erreichung des Ziels,
- Neubewertung der Leistungsfähigkeit des Sicherheitsbehälters und Ermittlung relevanter Verbesserungsmaßnahmen in diesem Bereich,
- Überprüfung der radiologischen Folgen „*außerhalb des Reaktorkessels*“ (BAC).

1.2.2.1. Neubewertung der radiologischen Folgen „*im* Reaktorkessel“

Allgemeiner Teil „Palier“

❖ **Methodik**

Die Methodik zur Bewertung der radiologischen Folgen unfallbedingter Freisetzungen in die Atmosphäre berücksichtigt die vorstehenden Anweisungen sowie die behördlichen Anforderungen.

❖ Zusammenfassung der Studien

Auf alle Sicherheitsstudien der Auslegungs- und Ergänzungsbereiche folgt eine Bewertung der radiologischen Folgen.

Die Berechnungen der radiologischen Folgen von Auslegungsstörfällen (Kategorie 2) und -unfällen (Kategorien 3 und 4) sowie von Unfällen im ergänzenden Bereich zeigen, dass die Freisetzungen radioaktiver Stoffe außerhalb der Anlage, die aus diesen Situationen resultieren, nur begrenzte Folgen für die Bevölkerung und die Umwelt haben. Die berechneten Dosen liegen innerhalb der für diese Störfall- und Unfallkategorien festgelegten Dosisgrenzwerte.

Ein Schwerpunkt liegt auf den Studien zu APRP und RTGV der 4. Kategorie, da diese die höchsten Dosiswerte aufweisen.

➢ Unfall mit Verlust des Primärkühlmittels der 4. Kategorie (APRP4)

Die kurzfristigen Ergebnisse des 4. RP 900, die unter strengen Annahmen insbesondere hinsichtlich der Bruchrate der Hüllrohre durchgeführt wurden, entsprechen dem Ziel, das sich EDF im Rahmen des 4. RP 900 gesetzt hat, nämlich Werte anzustreben, die für alle Auslegungsunfälle in der Entfernung zur ersten Wohnsiedlung keine Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung erfordern:

- Die effektive Gesamtdosis liegt unter dem Grenzwert von 10 mSv für die In Sicherheit bringen,
- Die Schilddrüsenäquivalentdosis für die CPY-Stufe im Rahmen des Brennstoffmanagements GARANCE liegt unter dem Grenzwert von 50 mSv, der mit der Verabreichung von stabilem Jod verbunden ist.

➢ Unfall durch Rohrbruch im Dampferzeuger der 4. Kategorie (RTGV4)

Um die radiologischen Folgen zu verringern und somit die Auswirkungen so gering wie vernünftigerweise möglich zu halten, hat EDF die Machbarkeit einer Reihe von Verbesserungen analysiert. EDF hat sich für zwei Lösungen entschieden:

- Erhöhung der Abfuhrkapazität des GCTa (PNPE1141). Diese Änderung entspricht der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [CR-A-II-1].
- Senkung des gemäß den radiochemischen Spezifikationen des Primärkreislaufs zulässigen Höchstwerts für Jod-131-Äquivalent im Transientenbereich um 33 % (von 150 auf 100 GBq/t), um den Reaktorbetrieb aufrechtzuerhalten.

Diese Senkung ermöglicht es, die radiologischen Folgen aller Unfälle ohne Bruch der Brennstoffhülsen zu verringern, darunter auch den RTGV der 4. Kategorie – ein Unfall mit den schwerwiegendsten radiologischen Folgen im Rahmen des Sicherheitsnachweises für Unfälle ohne Kernschmelze. Er hat nämlich einen direkten und proportionalen Einfluss auf die Schilddrüsendosen und in geringerem Maße einen direkten Einfluss auf die effektiven Dosen. Dadurch werden die radiologischen Folgen begrenzt, die mit der während des RTGV4-Unfalltransienten freigesetzten Primärwassermenge verbunden sind, sodass zunehmend darauf hingearbeitet werden kann, dass keine Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung erforderlich sind.

Es ist anzumerken, dass die zur Bewertung der radiologischen Folgen verwendete Methode erhebliche Abschläge berücksichtigt, die insbesondere mit den meteorologischen Bedingungen zusammenhängen. Diese Methode entspricht derzeit dem Stand der Technik unter den verfügbaren Methoden. Eine realistischere und repräsentativere Berücksichtigung der meteorologischen Bedingungen und ihrer Variabilität auf der Grundlage eines statistischen Ansatzes würde im Fall des RTGV4-Unfalls zu einer deutlichen Verringerung der Dosen führen.

Darüber hinaus führt EDF in Anwendung der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschriften und zur weiteren Reduzierung der radioaktiven Freisetzungen, insbesondere der flüssigen, Folgendes durch:

- führt EDF eine Änderung der Betriebsführung bei Transienten des RTGV4 durch, die eine Reduzierung der flüssigen Freisetzungen um mehrere Dutzend Tonnen ermöglicht; diese Änderung entspricht der Vorgabe [CR-A-II-

2] entspricht;

- EDF führt eine zusätzliche Senkung (von 100 auf 80 GBq/t) des gemäß den radiochemischen Spezifikationen des Primärkreislaufs zulässigen Höchstwerts für das Jod-131-Äquivalent im Transientenbereich durch, um den Reaktor in Betrieb zu halten. Diese Maßnahme entspricht der Vorschrift [CR-A-I].

Insgesamt ermöglicht die Senkung von 150 auf 80 GBq/t eine Verringerung der äquivalenten Schilddrüsendosis um etwa 50 %.

❖ **Schlussfolgerungen**

Was die radiologischen Folgen betrifft, so liegen die für die Sicherheitsstudien der Auslegungs- und Ergänzungsbereiche des 4. RP 900 bewerteten Dosen innerhalb der Dosisgrenzwerte für die verschiedenen Störfall- und Unfallkategorien und entsprechen dem von EDF für den 4. RP 900 festgelegten Ziel.

Blockspezifischer Teil für Block 4 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Blayais weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Änderungen in den Unterlagen:

- Senkung der Spezifikationen für Jod-131-Äquivalent auf 80 GBq/t,
- Änderung der Transientenführung des RTGV4,

wurden am Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt.

Die Änderung PNPE1141 „Erhöhung des Durchflusses der Regelventile GCT-a“ wurde am Block 4 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

1.2.2.2. Neubewertung der Leistung des Containment

Allgemeiner Teil – Reaktorblock

EDF führt seit mehr als 10 Jahren ein Arbeitsprogramm zur Thematik *„Lebensdauer der* Sicherheitsbehälter“ durch. Dieses ist Gegenstand regelmäßiger Präsentationen vor der ASNR. Für die Baureihe CPY wurde die Neubewertung des Sicherheitsbehälters in das Arbeitsprogramm des 4. RP 900 integriert. Dieser Ansatz trägt zur Beherrschung der radiologischen Folgen von Auslegungsunfällen und zur Begrenzung der Auswirkungen eines Unfalls mit Kernschmelze bei (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 4).

In diesem Zusammenhang hat EDF Studien durchgeführt, um Folgendes zu validieren:

- die Einhaltung der Funktionskriterien im Störfall:
  - Überprüfung, ob der im Reaktorbehälter während eines APRP oder einer RTV erreichte Maximaldruck unter dem Auslegungsdruck (5 bar absolut) liegt, wodurch die Einhaltung der funktionalen Kriterien hinsichtlich Festigkeit und Dichtheit des Reaktorbehälters im Störfall gewährleistet ist;
  - Überprüfung, dass die während eines APRP oder einer RTV erreichten maximalen Drücke und Taupunkttemperaturen unter dem Qualifizierungsprofil der Ausrüstung unter Unfallbedingungen liegen, was de facto die Funktionsfähigkeit der Ausrüstung im Störfall gewährleistet;

- Überprüfen, ob die maximale Wassertemperatur in den Sammelbecken während der Rezirkulationsphase den festgelegten Entkopplungswert nicht überschreitet, wodurch die ordnungsgemäße Funktion der Sicherheitssysteme im Störfall gewährleistet wird.

- Das mechanische Verhalten der Sicherheitsbehälter sowie Korrosionserscheinungen und andere Schäden.
- Die Funktionsfähigkeit und Dichtheit des Sicherheitsbehälters.

Untersuchungen der Druck- und Temperaturbedingungen im Sicherheitsbehälter im Störfall

Anhand der APRP- und RTV-Transienten werden die freigesetzten Massen und Energien (MEL) im Sicherheitsbehälter ermittelt, die als Eingangsgrößen für die Untersuchungen zur Standfestigkeit des Sicherheitsbehälters dienen.

Die Berücksichtigung doppelt betroffener Leckagen bei der Bewertung der freigesetzten Massen und Energien zur Berechnung der Druck- und Temperaturbedingungen im Sicherheitsbehälter stellt eine nachteilige Annahme dar, da sie unrealistisch ist.

Die Untersuchungen der Druck- und Temperaturbedingungen im Sicherheitsbehälter kommen zu dem Ergebnis, dass die Kriterien erfüllt sind.

Zudem wird der maximale Unterdruck im Sicherheitsbehälter im Normalbetrieb infolge einer unbeabsichtigten Auslösung der Behälterberieselung ermittelt. Dadurch lässt sich die Einhaltung des bei der Auslegung berücksichtigten maximalen Unterdrucks überprüfen.

Mechanisches Verhalten und Dichtheit der Sicherheitsbehälter – Korrosionserscheinungen und andere Schäden

❖ **Mechanisches Verhalten und Schäden, die den Sicherheitsbehälter beeinträchtigen können**

Die Berücksichtigung der Themen *„mechanisches Verhalten des Reaktorbehälters*“ sowie *„Korrosion und pathologische* Erscheinungen“ ist in den DAPE (Unterlagen zur Eignung für die Fortsetzung des Betriebs) vorgesehen *„Reaktorbehälter 900* MWe“ und *„Bauwerke von 900-MWe-Kraftwerken im Hinblick auf die Risiken einer inneren* Betonquellung“ vorgesehen (vgl. Teil III – Abschnitt 1).

Im DAPE werden zudem Belege vorgelegt, die die Angemessenheit der getroffenen Maßnahmen zum Schutz vor Korrosionserscheinungen an der Metallhülle bestätigen.

❖ **Mechanisches Verhalten des Sicherheitsbehälters „VD4 + 10 Jahre“**

Die im Rahmen des 3. RP 900 durchgeführten Untersuchungen zur mechanischen Festigkeit der Sicherheitsbehälter dieser Baureihe (Betonwand und Metallhülle) wurden unter der Annahme eines fortgesetzten Betriebs bis zum 60. Jahr mit einer angemessenen Sicherheitsmarge durchgeführt. Darüber hinaus hat EDF nachgewiesen, dass die Alterungserscheinungen des Betons bereits ab 20 Jahren begrenzt und nach 40 Jahren sehr begrenzt sind, sodass die erzielten Ergebnisse auf das 4. RP 900 übertragbar sind.

❖ **Pathologische Phänomene, die den Sicherheitsbehälter „VD4 + 10 Jahre“ beeinträchtigen könnten**

Die nach Abschluss des 3. RP 900 durchgeführten Studien und Maßnahmen zu Korrosionsproblemen und pathologischen Phänomenen gelten weiterhin für das 4. RP 900.

Die Sicherheitsbehälter der 900-MWe-Reaktoren werden im Rahmen der PBMP regelmäßig auf pathologische Erscheinungen überwacht, die ihre Sicherheitsfunktionen beeinträchtigen könnten. Die Erfahrungen zeigen, dass im Hinblick auf den weiteren Betrieb der Reaktoren die durchgeführte Überwachung eine relativ frühzeitige Erkennung von Störungen ermöglicht, sowohl hinsichtlich der Korrosion der Armaturen und des Risikos einer Alkali-Aggregat-Reaktion (AAR) als auch hinsichtlich der internen Sulfatreaktion (ISR).

❖ Korrosion der metallischen Dichtungshaut

Der Nachweis der Betriebsfähigkeit der Sicherheitsbehälter der CPY-Generation hinsichtlich der Problematik der Korrosion der metallischen Dichtungshaut basiert auf den gewonnenen Informationen über den Zustand der metallischen Dichtungshaut bei:

- der Durchführung von Reparaturen im Bereich des Reaktorgebäudebodens an allen 900-MWe-Blöcken (Maßnahmen, die Anfang der 90er Jahre durchgeführt wurden);
- der Durchführung von Sichtprüfungen der Metallhaut im Rahmen der zehnjährigen Prüfungen, die den zufriedenstellenden Zustand der Metallhaut und des metallischen Schutzes der Verbindung zwischen Fundamentplatte und Knotenblech bestätigten;
- der Durchführung von Sichtprüfungen des Anstrichs und des oberen Teils (Ebene –3,50 m) der Verbindung zwischen Fundamentplatte und Knotenblech im Rahmen der PBMP „*IPS-Tiefbauwerke*“, die den zufriedenstellenden Zustand des Anstrichs bestätigten;
- Durchführung von Dickenmessungen an den Blechen der Metallhaut des Schafts, von Dickenmessungen an den Blechen der Metallhaut der Kuppel sowie der Überwachung des oberen Teils der Verbindung zwischen Fundamentplatte und Knotenblech, die keine betriebsbedingten Schäden aufzeigen, die die Instandhaltung der Sicherheitsbehälter in Frage stellen könnten;
- die Durchführung einer ergänzenden Untersuchung der von Korrosion betroffenen Bereiche, die zu dem Schluss kommt, dass die Metallhaut intakt ist und von den korrodierten Bereichen nicht beeinträchtigt wird, und zwar für alle untersuchten Konfigurationen;
- der Bewertung der Korrosionstiefe, die die Metallhaut beeinträchtigen könnte, aus der hervorgeht, dass das Risiko eines Durchbruchs gering ist;
- der Auswertung der verfügbaren nationalen und internationalen Erfahrungswerte.

Somit stellt die Lochkorrosion der Metallhülle in Verbindung mit einem Durchbruch der Hülle angesichts der durchgeführten Überwachung keinen wahrscheinlichen Alterungsprozess dar, der die Dichtheitsfunktion des Sicherheitsbehälters in Frage stellen könnte.

❖ Reserve-Durchführungen

Es wurde eine Kampagne zur Sichtprüfung dieser Durchführungen durchgeführt, um eine vollständige Bestandsaufnahme für alle Blöcke der CPY-Generation zu erstellen. Ziel ist es, jegliche Korrosionserscheinungen zu erkennen, die die Durchführungen beeinträchtigen könnten, und deren Schädlichkeit zu bestimmen.

Die visuellen Befunde für jede Durchführung aller Blöcke werden in fünf Kategorien eingeteilt:

- nicht korrodierte Durchführungen,
- Durchführungen mit Rostblüten (Rostspuren an der Oberfläche ...),
- Durchführungen mit mäßiger Korrosion (eine Oberfläche oder mehrere größere Korrosionsstellen),
- Durchführungen mit starker Korrosion (Blasenbildung, Abblättern auf großflächigen Bereichen…),
- sonstige Fälle: unzugängliche Durchführungen.

Die Ergebnisse dieser Prüfungen werden im Abschnitt *„Zustandsbilanz des R*eaktorblocks“ dargestellt.

❖ Auskultation

Um dem Verlust bestimmter, im Beton der Behälter eingebetteter Dehnungsmessstreifen vorzubeugen, hat EDF ein Messsystem namens *„Optimales Auskultationssystem* “ (D.A.O.) definiert, das darauf abzielt, die Kontinuität der Überwachungsmessungen zu gewährleisten, um das mechanische Verhalten und die Entwicklung der verzögerten Verformungen im für den Betrieb erwarteten Bereich während der Behälterprüfungen zu überwachen.

So hat EDF vorbeugend Dehnungsmessstreifen an der Oberseite der vorgespannten Wand der Reaktorgebäude der Baureihe CPY angebracht („Verbesserung der Robustheit des EAU-Systems im Hinblick auf das DAO“ PNPP1546), um ein funktionsfähiges D.A.O zu gewährleisten.

Funktionsfähigkeit und Dichtheit des Sicherheitsbehälters

❖ **Doppelmantelkonstruktion RIS und EAS**

Die Doppelmantelkonstruktion dient dazu, ein versehentliches Leck (Ansaugleitung RIS oder EAS) zwischen den Auffangbecken und dem ersten Absperrventil oder am Ventil selbst einzudämmen. Es ist eine Vorrichtung zur Prüfung der Dichtheit der Doppelmantelkonstruktion installiert.

Diese Doppelhülle bildet während der Unfallphasen mit Rückführung in die Auffangbecken die Verlängerung der dritten Sicherheitsbarriere.

Bei den regelmäßigen Dichtheitsprüfungen der dritten Sicherheitshülle weist EDF nach, dass diese Doppelmäntel dicht sind und ihre Funktion als Erweiterung der dritten Sicherheitshülle erfüllen.

Im Rahmen des 4. RP 900 hat EDF das Risiko eines Containment-Bypasses im Zusammenhang mit den nicht isolierbaren Abschnitten der RIS- und EAS-Rohrleitungen außerhalb des BR analysiert, indem es Folgendes durchgeführt hat:

- eine Überprüfung der verschiedenen in Betracht kommenden Maßnahmen zur Gewährleistung einer lückenlosen Überwachung der doppelten Ummantelung der RIS- und EAS-Rohrleitungen,
- eine detaillierte Analyse der Vor- und Nachteile der Umsetzung der daraus resultierenden Änderungen.

  Daraus geht hervor, dass die Sicherheitshülle im Normalbetrieb durch die äußere Dichtheit der Doppelhülle gewährleistet ist. Die Eindämmung im Störfall wird durch die Integrität der Doppelhülle gewährleistet, die den Anforderungen zur Erfüllung dieser Funktion entspricht. Der Nachweis der Beherrschung der Integrität der Doppelhülle hinsichtlich der Sicherheitsfunktion der Eindämmung stützt sich auf zwei Arten der Überwachung:

- die Überwachung der Dichtheit der Doppelhülle,
- die Überwachung, um sicherzustellen, dass kein stehendes Wasser vorhanden ist, das als Korrosionsauslöser wirken und langfristig zu einem Dickenverlust der Doppelhülle führen könnte. Diese Überwachung erfolgt durch:
  - regelmäßiger Prüfungen,
  - der vorbeugenden Wartung der verstärkten Epoxidbeschichtung im Bereich der Sumpfkammern,
  - der vorbeugenden Wartung des Absperrventils.

Diese dreifache Überwachung ermöglicht eine lückenlose Überwachung und die Unterscheidung potenzieller Wasserquellen. Die PBMP für alle Stufen sehen vor, dass bei jedem Stillstand zum Nachfüllen die Entlüftung geöffnet wird, wodurch eventuell stehendes Wasser entfernt wird, insbesondere das durch Kondensation entstandene Wasser, das durch die Dichtheitsüberwachung nicht erkennbar wäre.

Ergänzend dazu plant EDF im Rahmen des 4. RP 900 die Einrichtung eines Abzweigs, um eine Sichtprüfung des Inneren der Doppelhülle mittels eines Endoskop- oder Videosystems zu ermöglichen (PNPP1932).

❖ **Erweiterung der dritten Sicherheitsbarriere**

Im Rahmen des 4. RP 900 hat EDF die Definition der Erweiterung der dritten Sicherheitsbarriere aktualisiert. Die festgelegte Definition lautet wie folgt:

- Die Ausdehnung der dritten Sicherheitsbarriere besteht aus Kreisläufen oder Teilen von Kreisläufen sowie den dazugehörigen Ausrüstungen, die gleichzeitig die folgenden Kriterien erfüllen:
  - Sie befinden sich außerhalb der dritten Sicherheitsbarriere, die durch das Reaktorgebäude gebildet wird;

- Sie können vom Inneren des Sicherheitsbehälters aus über die Grenzen der dritten Barriere hinaus, wenn die Einschlussfunktion erforderlich ist (Isolierung der dritten Barriere), Folgendes leiten:
  - entweder Primärmedium nach einem Störfall, der zu einer Beschädigung der ersten Barriere führen könnte (Mantelbrüche),
  - entweder die Atmosphäre des Sicherheitsbehälters nach einem Störfall, der gleichzeitig zu einer Beschädigung der ersten Barriere und zu einer Freisetzung von Primäraktivität in den Sicherheitsbehälter führen kann (Ausfall der zweiten Barriere).
- Diese Kreisläufe oder Teile von Kreisläufen:
  - entweder werden sie bei einem Störfall in Betrieb genommen, da sie für die Erfüllung einer radiologischen Sicherheitsfunktion erforderlich sind,
  - entweder sind sie bereits vor einer Störfallsituation in Betrieb und werden während des Unfalls weiterbetrieben.

- Die für die Identifizierung der Kreisläufe, die gemäß der obigen Definition die Erweiterung der dritten Barriere bilden, berücksichtigten Störfallsituationen sind die im Rahmen des Nachweises der nuklearen Sicherheit untersuchten Betriebsbedingungen: die Auslegungsbetriebsbedingungen, die Bedingungen des ergänzenden Bereichs sowie Störfallsituationen mit Kernschmelze, für die materielle oder betriebliche Vorkehrungen festgelegt sind.

Die Anforderungen an die Kreisläufe, die zur Erweiterung der dritten Barriere gehören, ergänzen die Auslegungsanforderungen für den Sicherheitsbehälter und dessen Isolationssystem sowie für die mit dem Sicherheitsbehälter verbundenen Sicherheitssysteme. Für alle Komponenten der Erweiterung der dritten Barriere, die zur Minderung von Auslegungsunfällen oder Unfällen des ergänzenden Bereichs erforderlich sind, gilt die Anforderung der äußeren Dichtheit. Für Komponenten, die sich an der Grenze der Erweiterung der dritten Barriere befinden, gilt die Anforderung der äußeren und inneren Dichtheit. Die Kreisläufe, die zur Minderung von Unfallsituationen mit Kernschmelze erforderlich sind und ebenfalls unter die Definition der Erweiterung der dritten Barriere fallen, müssen diese Anforderungen ebenfalls erfüllen.

Ergänzend dazu wurden im Rahmen des 4. RP 900 Studien durchgeführt, um:

- zunächst die Kreisläufe, Kreislaufabschnitte und beweglichen Einrichtungen zu identifizieren, die für das Erreichen des sicheren Zustands bei den in der Sicherheitsnachweisführung betrachteten Unfällen nicht erforderlich sind, aber gemäß den Unfallverfahren – einschließlich derjenigen, die von den für den Reaktorbetrieb zuständigen Teams auf Anforderung des Krisenstabs durchgeführt werden – aktives Medium außerhalb des Sicherheitsbehälters transportieren könnten;
- in einem zweiten Schritt für die identifizierten Anlagen deren Dichtheit in den betrachteten Unfallsituationen nachzuweisen.

Die von EDF durchgeführten Analysen ermöglichten es, zwei Kreisläufe zu identifizieren (den mobilen Notkreislauf der EAS- und ISBP-Systeme sowie den Druckentlastungs- und Filterkreislauf des Sicherheitsbehälters im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze) und deren Dichtheit in den betrachteten Unfallsituationen nachzuweisen.

❖ Regelmäßige Dichtheitsprüfung der Dichtungen des TAM

EDF hat die Repräsentativität der derzeit durchgeführten Dichtheitsprüfungen an der Doppeldichtung des TAM bewertet. Diese Prüfungen ermöglichen es, regelmäßig zu überprüfen, ob die Dichtheit der TAM-Dichtungen nicht beeinträchtigt ist, und somit die Verfügbarkeit der Einschlussfunktion zu gewährleisten. Eine Analyse der Daten aus dem Erfahrungsbericht (REX) zu den durchgeführten Kontrollen hat bestätigt, dass die zur Überprüfung der Dichtheit des TAM eingesetzten Kontrollen angemessen sind.

❖ **Überwachungssystem für die Sicherheitshülle**

In Anwendung der von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [CONF-E] hat EDF die festgelegten Anforderungen an das System zur Überwachung der Leckagerate des Sicherheitsbehälters während des Betriebs (SEXTEN) für jeden Reaktor der 900-MWe-Baureihe definiert, die der Einstufung IPS-NC der wesentlichen Sensoren entsprechen, die in die Ermittlung der Leckagerate des Sicherheitsbehälters einfließen. Die Umsetzung dieser festgelegten Anforderungen führt zur Einführung regelmäßiger Prüfungen an eben diesen Sensoren sowie zu folgenden Änderungen in der Dokumentation:

- Aktualisierung des Sicherheitsberichts;
- Erstellung einer Wartungsvorschrift;
- Aktualisierung der Prüfvorschrift für nicht RGE-relevante Prüfungen;
- Erstellung eines Leitfadens zur Beschreibung der Modalitäten für die Überwachung der Leckagerate des Sicherheitsbehälters beim Wiederanfahren und Verweis auf diesen Leitfaden im Nachweisdokument der technischen Sicherheitsmaßnahmen (STE) der betroffenen Blöcke.

Blockspezifischer Teil 4 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais weist hinsichtlich des Lagerzustands keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

EDF hat eine Reihe von Sichtprüfungen an den verschlossenen Reserve-Durchführungen durchgeführt, um etwaige Korrosionserscheinungen, die die Durchführungen beeinträchtigen könnten, zu erkennen und deren Schädlichkeit zu bestimmen. Alle Durchführungen konnten untersucht werden.
Die Bilanz für die 18 untersuchten Durchführungen zeigt, dass 6 Durchführungen mäßige Korrosion aufweisen, was die Leistungsfähigkeit der Anlage jedoch nicht beeinträchtigt.
Die Gesamtheit der durchgeführten Kontrollen zeigt einen guten allgemeinen Zustand der verschlossenen Reserve-Durchführungen: Es wurden keine Beschädigungen festgestellt, die ihre Integrität und damit die Gesamtdichtheit des Sicherheitsbehälters gefährden könnten.

Die Änderung PNPP1546 „Fortführung der Wasserüberwachung im Hinblick auf das DAO“ wurde im Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPP1932 „Einbau einer Entnahmestelle an der doppelten Hülle der Sicherheitsinjektionssysteme RIS und des Sprühsystems EAS für endoskopische Untersuchungen“ wird im Block 4 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4. RP 900 umgesetzt.

1.2.2.3. Neubewertung der radiologischen Folgen *„außerhalb des Reaktorkessels“*

Allgemeiner Teil – Lagerbereich

In Anknüpfung an den 3. RP 1300 hat EDF die Störfälle und Auslegungsbelastungen der BAC-Gebäude analysiert, um die Akzeptanz der möglicherweise daraus resultierenden radiologischen Folgen im Hinblick auf die von den Behörden festgelegte Interventionsschwelle für die Evakuierung der Bevölkerung, d. h. 10 mSv effektive Dosis, sicherzustellen.

Die wichtigsten Regeln für diesen Nachweis lauten wie folgt:

- Ereignisse, Störfälle oder Einwirkungen in den BAC, die den Kesselbetrieb nicht betreffen, werden im Hinblick auf ihre radiologischen Folgen untersucht, indem die Sicherheitsfunktion der Eindämmungskontrolle überprüft wird;

- Die Gebäudestruktur muss im Falle eines Ausfalls der darin enthaltenen Kreisläufe und Behälter eine Rückhaltefunktion für die darin enthaltenen Flüssigkeiten gewährleisten, um eine mögliche Kontamination des Grundwassers zu verhindern;
- Im Normalbetrieb müssen die Anlage und ihr Betrieb im Rahmen des Personenschutzes zu einer so geringen Exposition gegenüber ionisierender Strahlung führen, wie dies vernünftigerweise möglich ist;
- Es werden Rahmen-Szenarien definiert, um Stör- oder Unfallsituationen zu ermitteln und die Akzeptanz ihrer Folgen zu überprüfen.

Die durchgeführten Sicherheitsanalysen kommen zu dem Schluss, dass die radiologischen Folgen im Falle eines Unfalls akzeptabel sind. Insbesondere liegt die für das gewählte Extremfallszenario (großflächiger Brand im BAC) berechnete Dosis deutlich unter dem Kriterium von 10 mSv effektiver Dosis.

Das Betriebshandbuch für die BAN, BAC und BTE zur Entsorgung nuklearer Abfälle ergänzt die Auslegungsvorschriften durch Betriebsvorschriften und trägt zur Einhaltung der Sicherheitsanforderungen bei. Dieses Handbuch trägt insbesondere zur Begrenzung der aus der Lagerung der BAC resultierenden Dosisleistung, zur Begrenzung der Wärmebelastung im Gebäude (Brandrisikokontrolle) und zur Verbesserung der radiologischen Reinheit bei.

Die Auslegungsvorschriften werden zudem durch die Umsetzung von Betriebsvorschriften ergänzt, die zur Verhinderung von unbeabsichtigten Freisetzungen und Leckagen beitragen, die in die Umwelt gelangen könnten.

Nach Abschluss der Prüfung im Rahmen der Sicherheitsüberprüfung der CPY-BACs wird EDF seine Analyse vervollständigen, um insbesondere ein aktualisiertes Abfallinventar für einen Zeitraum von 10 Jahren einzubeziehen, die Anforderungen an die Ausrüstung und Vorkehrungen zur Begrenzung des Risikos der Freisetzung radioaktiver Stoffe zu identifizieren und zu begründen, den „Envelope“-Charakter der ausgewählten Brandszenarien zu begründen und die radiologischen Folgen zu bewerten.

Die bei der Auslegung und im Betrieb getroffenen Maßnahmen sind angemessen, um ein zufriedenstellendes Sicherheitsniveau im BAC zu gewährleisten.

Spezifischer Teil zum Block 4 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Blayais weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Es gibt keine Änderungen zu diesem Thema beim Block 4 des Kernkraftwerks Blayais.

1.3. FAZIT

Die Unfallstudien berücksichtigen den aktuellen Stand des Wissens und bewährte Methoden, von denen einige bereits beim EPR Flamanville 3 zum Einsatz kommen. Sie erfüllen alle damit verbundenen Sicherheitskriterien.

Darüber hinaus wurde das Verhalten der Reaktoren der Baureihe CPY bei den für den Auslegungsbereich des EPR Flamanville 3 festgelegten Transienten und Bedienerreaktionszeiten bewertet. Die derzeitigen oder im Rahmen des 4. RP 900 vorgesehenen Schutzmaßnahmen ermöglichen es den Reaktoren der Baureihe CPY, die Sicherheitsanforderungen zu erfüllen, die sich aus der Berücksichtigung der Betriebsbedingungen und Bedienerreaktionszeiten des deterministischen Auslegungsreferenzrahmens des EPR-Reaktors von Flamanville 3 ergeben.

Die internen CPY-Kesselereignis-Sicherheitsanalysen (EPS) der Stufe 1 wurden aktualisiert, um den Referenzausführungszustand eines Reaktors der CPY-Generation nach der Überprüfung im Rahmen des 4. RP 900 widerzuspiegeln. Die Ergebnisse dieser Sicherheitsanalysen zeigen eine allgemeine Verbesserung gegenüber der vorherigen Überprüfung (Verringerung des Gesamtrisikos einer Kernschmelze in der Größenordnung von 30 %).

Was die radiologischen Folgen betrifft, so liegen die für die Sicherheitsstudien der Auslegungs- und Ergänzungsbereiche des 4. RP 900 ermittelten Dosen innerhalb der Dosisgrenzwerte für die verschiedenen Störfall- und Unfallkategorien.

Im Hinblick auf das Ziel, die radiologischen Folgen auf ein Niveau zu senken, das keine Gegenmaßnahmen für die Bevölkerung erfordert, senkt EDF in den radiochemischen Spezifikationen für das Wasser des Primärkreislaufs den Aktivitätsgrenzwert in Jod-131-Äquivalent und führt eine Erhöhung des GCT-a-Durchflusses sowie eine Änderung der Betriebsführung im RTGV durch.

Der RTGV-Unfall, der den Auslegungstransienten mit den höchsten radiologischen Folgen darstellt, ist Gegenstand von Berechnungen mit Methoden auf dem neuesten Stand der Technik, bei denen die Aussichten auf Verbesserungen es ermöglichen werden, durch eine bessere Berücksichtigung der meteorologischen Schwankungen der Situation noch näher an den Punkt heranzukommen, an dem keine Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung mehr erforderlich sind.

ABSCHNITT 2: BELASTUNGEN

2 BELASTUNGEN 92

2.1 ZIELE 92
2.2 ERFÜLLUNG DER ZIELE 93
2.2.1 Sicherstellung der Robustheit der Anlagen hinsichtlich der im Rahmen der Überprüfung neu bewerteten Belastungsniveaus sowie gemäß den internationalen Empfehlungen (WENRA) 93
2.2.1.1 Brand 96
2.2.1.2 Interne Explosion 104
2.2.1.3 Interne Überschwemmung, Rohrleitungsausfälle sowie Ausfälle von Behältern, Pumpen oder Hochdruckventile 116
2.2.1.4 Externe Überschwemmung 120
2.2.1.5 Erdbeben 125
2.2.1.6 Kollisionen und herabfallende Lasten 129
2.2.1.7 Interne elektromagnetische Störungen (EMS) 133
2.2.1.8 Große Heißbereiche 135
2.2.1.9 Extreme Kälte 139
2.2.1.10 Einwirkungen der Kaltquelle 142
2.2.1.11 Starke Winde und durch starken Wind verursachte Geschosse 145
2.2.1.12 Tornado 146
2.2.1.13 Blitzschlag und externe elektromagnetische Störungen (EMS) 148
2.2.1.14 Schnee 149
2.2.1.15 Risikomanagement in der Industrie 150
2.2.1.16 Risikomanagement im Luftverkehr 154
2.2.1.17 Ergänzende Studiengänge 155
2.2.2. Anstreben eines Kernschmelzrisikos einschließlich der Einwirkungen von etwa 10^{-5} / Reaktorjahr 159
2.2.2.1 Brand-EPS 160
2.2.2.2 EPS Interne Explosion 162
2.2.2.3 EPS Interne Überschwemmung 164
2.2.2.4 EPS Externe Überschwemmung 165
2.2.2.5 Sportunterricht: Erdbeben 166
2.2.2.6 Umfassende Überarbeitung des Sportunterrichts 167
2.3 FAZIT 169

2 AGGRESSIONEN

2.1 OBJEKT -EFFEKTE

Einwirkungen sind Ereignisse oder Situationen, die direkt oder indirekt zu Schäden an Strukturen, Systemen oder Komponenten führen können, die zur Erfüllung der grundlegenden Sicherheitsfunktionen erforderlich sind.

Im Rahmen des Nachweises der nuklearen Sicherheit in Bezug auf Beanspruchungen werden folgende Beanspruchungsarten definiert:

- interne Einwirkungen,
- externe Einwirkungen, die in zwei Arten unterteilt werden:
  - natürliche externe Einwirkungen,
  - vom Menschen verursachte externe Einwirkungen.

Ursprünglich berücksichtigte der Nachweis der nuklearen Sicherheit Einwirkungen nach einem im Wesentlichen deterministischen Auslegungsansatz. Dieser Teilbereich *„Auslegungsbereich*“ (oder Referenzauslegungsbereich) liefert für jede der berücksichtigten Einwirkungen einen deterministischen Nachweis der Einhaltung der Sicherheitsziele im Falle einer sogenannten *„Referenzeinwirkung“.*

Ab dem 3. RP 1300 wird für bestimmte Einwirkungen ein probabilistischer Teil in den Nachweis der nuklearen Sicherheit eingeführt.

Das 4. RP 900 folgt diesem Ansatz mit einem deterministischen Teil des Sicherheitsnachweises und einem probabilistischen Teil. Daraus ergeben sich die beiden folgenden Ziele:

<u>Ziel Nr. 1</u>: Sicherstellung der Robustheit der Anlagen gegenüber den im Rahmen der Überprüfung neu bewerteten Störfallniveaus sowie gemäß den internationalen Empfehlungen (WENRA)

Im Rahmen des 4. RP 900 hat sich der allgemeine Ansatz zur Berücksichtigung von Beanspruchungen weiterentwickelt, und die Beanspruchungsstudien wurden aktualisiert, um insbesondere den Zustand der Anlage, die im Laufe des Betriebs gesammelten Erfahrungen, den Wissensstand – einschließlich der Erkenntnisse zum Klimawandel und seinen Auswirkungen – sowie die für ähnliche Anlagen geltenden Vorschriften zu berücksichtigen.

Ziel ist es, im Falle einer Beanspruchung das Risiko einer Beeinträchtigung der folgenden Sicherheitsziele zu begrenzen:

- Integrität des Druckbehälters des Hauptprimärkreislaufs,
- Abschaltung und Aufrechterhaltung eines sicheren Zustands des Reaktors,
- Verhinderung und Begrenzung der radiologischen Folgen von Unfällen für Mensch und Umwelt auf ein Maß, das unter wirtschaftlich vertretbaren Bedingungen so gering wie vernünftigerweise zulässig ist.

Im Rahmen des 4. RP 900 ist es das Ziel der EDF, bei den Belastungsstudien die WENRA-Referenzwerte anzuwenden und die Zugänglichkeit der Räumlichkeiten für die Durchführung der zum Schutz vor Belastungen erforderlichen Maßnahmen zu überprüfen.

<u>Ziel Nr. 2</u>: Anstreben eines Gesamtkernschmelzrisikos (RFC), das Störfälle von etwa 10^{-6} pro Reaktorjahr einbezieht

Der probabilistische Ansatz ergänzt den deterministischen Ansatz bei der Bewertung des Kernschmelzrisikos, um das Sicherheitsniveau der Anlagen zu beurteilen. Im Rahmen des 4. RP 900 hat EDF den Umfang der Sicherheitsleistungsstudien (EPS) auf den Bereich interner und externer Störfälle ausgeweitet. EDF hat probabilistische Sicherheitsstudien der Stufe 1 zu folgenden Störfällen durchgeführt:

- EPS Brand,
- EPS Interne Explosion,
- EPS Externe Überschwemmung,
- EPS „Interne Überschwemmung“,
- EPS Erdbeben.

2.2 ERFÜLLUNG DER ZIELE -EFFEKTE

2.2.1 Sicherstellung der Robustheit der Anlagen gegenüber den im Rahmen der Überprüfung neu bewerteten Belastungsniveaus sowie gemäß den internationalen Empfehlungen (WENRA)

Bei der Auslegung der Blöcke der Baureihe „Palier 900 MWe“ wurde von Anfang an der Schutz vor plausiblen internen oder externen Beeinträchtigungen berücksichtigt. Diese Anforderung schlägt sich meist in der Begrenzung des Gemeinsamsmodenrisikos für die Systeme nieder, die für die Abschaltung und die Aufrechterhaltung eines sicheren Zustands des Reaktors erforderlich sind. Die im Rahmen der aufeinanderfolgenden periodischen Überprüfungen durchgeführten Neubewertungen und insbesondere die Berücksichtigung der gewonnenen Erfahrungen führten in der Folge zu einer Verbesserung der Methoden zur Berücksichtigung der verschiedenen Beanspruchungen, insbesondere derjenigen im Zusammenhang mit dem Klimawandel.

Ergänzend zum Leitfaden für die 4. periodische Überprüfung 900 hat EDF den Umfang und die Ziele der Sicherheitsverbesserungen im Hinblick auf Beanspruchungen präzisiert. Diese Elemente werden im Folgenden dargestellt.

Im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung 900 hat EDF die Vollständigkeit der Liste der berücksichtigten Einwirkungen im Vergleich zu den in der Verordnung vom 7. Februar 2012, geändert durch die Artikel 3.5 und 3.6, sowie in den WENRA-Referenzwerten identifizierten Einwirkungen überprüft. Die Einwirkungen werden entweder ausdrücklich berücksichtigt, fallen unter andere berücksichtigte Einwirkungen (z. B. Hagel, Emissionen gefährlicher Stoffe) oder werden aus folgenden Gründen ausgeschlossen:

- sie sind für französische Anlagen nicht relevant (z. B. Sand- oder Salzstürme, Lawinen),
- sie sind aufgrund ihrer sehr geringen Wahrscheinlichkeit vom Umfang der Analyse ausgeschlossen (z. B. Meteorit).

Die im Rahmen des 4. RP 900 behandelten Einwirkungen werden im weiteren Verlauf dieses Absatzes vorgestellt. Im

Rahmen des 4. RP 900 lauten die Verbesserungsziele für die Studien zu den Referenzeinwirkungen:

- die Berücksichtigung der durch den geänderten Erlass vom 7. Februar 2012 und die veröffentlichten ASN-Entscheidungen eingeführten erweiterten behördlichen Anforderungen, was insbesondere zur Konkretisierung der Anforderungen durch die Schaffung neuer Kapitel zu Einwirkungen im Sicherheitsnachweis führt,
- die Einbeziehung der seit dem 3. RP 900 gewonnenen Erfahrungen (Betrieb, Wissensfortschritt), was sich insbesondere in der Berücksichtigung der Anweisungen anderer Stufen (3. RP 1300, 1. RP N4) und der ständigen Themengruppen (externe Überschwemmungen, REX usw.) sowie der Klimabeobachtung niederschlägt.

Zudem müssen die für den Schutz vor Einwirkungen erforderlichen Anlagen den EIPS-Status aufweisen. Die mit dem EIPS-Status verbundenen Anforderungen (insbesondere die Überwachung dieser Anlagen im Betrieb) werden im Rahmen des 4. RP 900 integriert.

Im Rahmen des 4. RP 900 umfasst das Ziel der Verbesserung der Sicherheitsanforderungen für die Studien zu Referenzangriffen auch die Berücksichtigung der WENRA-Referenzwerte von 2008. In der Praxis führt die Analyse dazu, dass die Referenzwerte E8.2 bezüglich der Anwendung eines erschwerenden Faktors und E9.3 bezüglich der Reaktionszeit des Betreibers einbezogen werden. Es wurden Sensitivitätsanalysen zu diesen Regeln durchgeführt. EDF hat zudem die WENRA-Referenzwerte 2014 analysiert und insbesondere – soweit technisch relevant – die im Rahmen des 4. RP 900 für klimatische Einwirkungen berücksichtigten Naturgefahrenstufen auf Werte festgelegt, die einer jährlichen Eintrittswahrscheinlichkeit pro Reaktor von weniger als 10^{-4} entsprechen (Referenzwert T4.2).

Die im Rahmen des 4. RP 900 festgelegten Änderungen der Anforderungen an die Studien zu Referenzbelastungen stehen somit im Einklang mit den Niveaus der fortschrittlichsten europäischen Standards für bestehende Reaktoren.

Anwendung eines Verschärfungsfaktors:

EDF hat ein Verfahren zur Anwendung des Verschärfungsfaktors auf die Referenzbelastungen des Sicherheitsnachweises (im Vergleich zu den WENRA-Referenzniveaus 2008) definiert. Für jede Referenzbelastung wurde eine Untersuchung durchgeführt, bei der plausible Kumulierungen unter Anwendung eines Verschärfungsfaktors auf die aktiven Ausrüstungen[2] berücksichtigt wurden, die es ermöglichen, die Belastung zu verhindern oder deren Folgen zu begrenzen (Ausrüstung zur Abwehr von Störfällen). Diese Analyse hat gezeigt, dass trotz der Berücksichtigung eines Ausfalls an einer in der Störfallstudie bewerteten Anlage die für Auslegungsunfälle der Kategorie 4 festgelegten Freisetzungskriterien eingehalten werden.

Die Schlussfolgerungen dieser Studien flossen in den Sicherheitsnachweis ein und werden im Folgenden für jeden Angriff einzeln dargestellt.

EDF hat diesen Ansatz für bestimmte Störfälle durch ein Verfahren ergänzt, das darauf abzielt, das hohe Zuverlässigkeitsniveau der in den Störfallstudien berücksichtigten passiven Anlagen zu begründen und gegebenenfalls Maßnahmen zu identifizieren, die zur Stärkung dieser Zuverlässigkeit umgesetzt werden müssen. Diese Maßnahmen werden für Anlagen umgesetzt, die eine erhebliche sicherheitstechnische Bedeutung haben, die auf der Grundlage der Störfall-EPS oder deterministischer Überlegungen bewertet wird. Dieser Ansatz wurde für die Einwirkungsarten „Brand“ (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1.1), interne Überschwemmung (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1.3) und interne Explosion (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1.2) angewendet.

Einsatzzeiten des Betreibers:

Die Referenzbelastungsstudien berücksichtigen Reaktionszeiten des Bedieners, die denen der Auslegungsunfallstudien entsprechen, nämlich:

- eine Reaktionszeit des Bedienpersonals im Kontrollraum von 20 Minuten,
- Reaktionszeiten vor Ort von 25 Minuten für Maßnahmen im Elektroraum oder in dessen unmittelbarer Nähe sowie von 35 Minuten für Maßnahmen in den übrigen Gebäuden.

Für jede Referenzstörungssituation wurde eine Sensitivitätsanalyse für eine Reaktionszeit des Bedieners im Kontrollraum von 30 Minuten durchgeführt, um das Fehlen *eines „Klippeneffekts“* zu überprüfen.

Schließlich führte EDF eine Sensitivitätsanalyse für eine Reaktionszeit des Bedieners von 1 Stunde vor Ort bei den Konfigurationen durch, die als besonders sensibel identifiziert wurden.

[2] Im Sinne des Ansatzes zur Berücksichtigung eines erschwerenden Faktors in Belastungsstudien umfassen die sogenannten „aktiven“ Anlagen sowohl von außen gesteuerte oder überwachte Anlagen, die manuell oder automatisch mit Hilfe von Übertragungs- und Antriebsmitteln (z. B. elektrischer Strom, hydraulische oder pneumatische Systeme) aktiviert werden, als auch „nicht-statische“ Anlagen.

Zielwerte für jährliche Eintrittswahrscheinlichkeiten pro Reaktor unter 10^{-4} bei klimatischen Einwirkungen:

Ende 2014 wurde in den WENRA-Referenzwerten ein neues Kapitel speziell für natürliche Einwirkungen geschaffen. Das Referenzniveau T4.2 verlangt insbesondere die Berücksichtigung einer jährlichen Eintrittswahrscheinlichkeit von 10^{-4} pro Reaktor bei der Festlegung der Referenzniveaus für natürliche Einwirkungen oder, falls die Berechnung dieser Wahrscheinlichkeit nicht möglich ist, den Nachweis eines gleichwertigen Sicherheitsniveaus.

Das Arbeitsprogramm des 4. RP 900, das vor der Veröffentlichung der WENRA-Referenzniveaus erstellt wurde, wurde aktualisiert.

Die Schlussfolgerungen der von EDF durchgeführten Analyse lauten wie folgt:

- Bei den meisten externen Einwirkungen natürlichen Ursprungs erschwert der aktuelle Wissensstand die Abschätzung eines Gefährdungsniveaus, das einer jährlichen Eintrittswahrscheinlichkeit von 10^{-4} pro Reaktor entspricht. Diese Abschätzung ist leicht möglich, wenn historische Daten vorliegen und sich die Bedingungen kaum ändern: Dies gilt für externe Überschwemmungen, Erdbeben, Niedrigwasser und Tornados. Bei anderen externen Einwirkungen natürlichen Ursprungs ist dies komplexer; in einigen Fällen war die Anwendung eines spezifischen Ansatzes erforderlich, um – sofern notwendig – Gefahrenniveaus zu ermitteln, die deutlich über den für die Auslegung zugrunde gelegten Werten lagen. In diesem Fall basiert der Ansatz auf einem Gefahrenwert mit einer
  „*vernünftig* quantifizierbaren“ Eintrittswahrscheinlichkeit (typischerweise eine Wiederkehrperiode von 100 Jahren), auf den eine Sicherheitsmarge angewendet wird, die nach Einschätzung des Ingenieurs zu einem Gefährdungsniveau führt, das mit dem WENRA-Zielwert für eine 10.000-jährige Wiederkehrperiode gleichgesetzt werden kann. Dieses Vorgehen wurde für folgende Einwirkungen angewendet: Starkwind, Hitzewelle und Kältewelle.

- Das Referenzniveau für das 4. RP 900 hinsichtlich der Einwirkungen Erdbeben, externe Überschwemmung, Einwirkungen der Kühlquelle, Blitzschlag und Tornado entspricht den WENRA-Erwartungen. Die am Kraftwerk CPY durchgeführten Untersuchungen zeigen die gute Robustheit der Anlagen gegenüber den Einwirkungen Hitzewelle und extreme Kälte. Die Studie zur Hitzewelle wurde insbesondere im Rahmen der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [AGR-C] aufgegriffen, um die Berücksichtigung der mit den Modellierungen und den Außenlufttemperaturen verbundenen Unsicherheiten zu verbessern. EDF hat ein Risiko definiert, das über die in seinem Referenzsystem „Grands Chauds“ festgelegten Temperaturen hinausgeht und einer Wiederkehrperiode von 10.000 Jahren entspricht, und hat dies angesichts der mit seiner Bewertung verbundenen Unsicherheiten begründet. EDF hat die Verfügbarkeit der erforderlichen Ausrüstung zur Bewältigung dieser Situation überprüft, auch im Falle eines Ausfalls der externen Stromversorgung, und für jeden der identifizierten Fälle, in denen die Grenzwerte überschritten werden, eine spezifische Vorgehensweise eingeleitet, die den Sicherheitsanforderungen angepasst ist.

- Auch bei starken Winden wird die Robustheit der Anlagen direkt und ohne Änderungen an der Anlage nachgewiesen.

- Im Hinblick auf Schnee wird EDF nach Abschluss der Phase B eine Vorschrift in das Betriebshandbuch aufnehmen, die sich auf Bauwerke bezieht, bei denen eine Schneeräumung erforderlich ist, um die Robustheit der Anlagen bei Gefahrenstufen zu gewährleisten, die über die Auslegungswerte hinausgehen.

Berücksichtigung der Auswirkungen des Klimawandels auf die Anlagen:

Im Rahmen eines vorausschauenden Ansatzes möchte EDF sicherstellen, dass der Klimawandel die Gewährleistung einer korrekten Auslegung der Anlagen angesichts der zu befürchtenden Gefahren, deren Merkmale sich ändern könnten, nicht in Frage stellt.

EDF hat daher einen Ansatz zur Berücksichtigung des Klimawandels bei natürlichen äußeren Einwirkungen entwickelt, der in Verbindung mit der regelmäßigen Veröffentlichung der Berichte des Zwischenstaatlichen Ausschusses für Klimawandel (IPCC) umgesetzt wird und folgende Ziele verfolgt:

- die klimatischen Gefahren zu identifizieren, deren Entwicklung plausibel oder sicher ist und die zu einer Aufwärtskorrektur des Referenzgefahrenniveaus führen könnten,

- die Überwachung der Erreichung von Kriterien, die für ein Gefahrenniveau repräsentativ sind, das eine eingehende Analyse auslöst, um die Robustheit der Referenzwerte zwischen zwei regelmäßigen Überprüfungen zu gewährleisten.

Somit werden die Klimarisikostufen auf der Grundlage des neuesten wissenschaftlichen Kenntnisstands aktualisiert, sowohl hinsichtlich der Daten als auch der Modelle und Methoden. Die korrekte Auslegung der Anlagen im Hinblick auf klimatische Einwirkungen erfordert für jede Referenzeinwirkung die Festlegung eines Einwirkungsniveaus, das je nach Fall auf einer Wiederkehrzeit oder auf einer normativen Vorgabe (z. B. Blitzschlagniveau) basiert. Diese Einwirkungsniveaus dienen als Eingabedaten für die im Rahmen des 4. RP 900 durchgeführten Einwirkungsstudien.

Der weitere Verlauf dieses Abschnitts ist der Darstellung der Ergebnisse der Untersuchungen zu den verschiedenen im Rahmen des 4. RP 900 berücksichtigten Einwirkungen gewidmet.

2.2.1.1 Brand

Allgemeiner Teil – Etage

❖ **Hintergrund und Gegenstand der Studien**

Über die allgemeinen Ziele hinaus, die für alle im Rahmen des 4. RP 900 zu berücksichtigenden Einwirkungen gelten (vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1), zielt die von EDF angestrebte Verbesserung der Sicherheitsanforderungen hinsichtlich Brandrisiken auf die Überprüfung der korrekten Dimensionierung der Brandabschnitte ab. Zu diesem Zweck hat EDF die Fortschritte in der Modellierung genutzt, um die Berücksichtigung brandbedingter Phänomene zu verbessern.

Ergänzt werden diese Ziele durch die Einhaltung der behördlichen Anforderungen, die durch den geänderten Erlass vom 7. Februar 2012 und den Brandschutzbeschluss Nr. 2014-DC-0417 vom 28. Januar 2014 bezüglich der für Kernkraftwerke (INB) geltenden Vorschriften zur Beherrschung von Brandrisiken eingeführt wurden.

Schließlich wird der deterministische Ansatz durch einen probabilistischen Ansatz ergänzt, der eine umfassendere Bewertung der Robustheit der Anlage gegenüber einem Brand liefert (vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.2.1).

Der Schutz vor Brandrisiken ist von Anfang an in die Auslegung der Blöcke der Baureihe 900 MWe integriert. Die Umsetzung des „*PAI*“ (Brandschutzplan) hat bereits dazu geführt, dass EDF die Brandverhütung, -erkennung und -bekämpfung in allen Blöcken sowohl in materieller als auch in organisatorischer Hinsicht erheblich verstärkt hat.

Die im Rahmen der aufeinanderfolgenden regelmäßigen Überprüfungen durchgeführten Neubewertungen und insbesondere die Berücksichtigung der gewonnenen Erfahrungen führten in der Folge zu einer Verbesserung der Modalitäten zur Berücksichtigung von Brandgefahren.

So wurden im Rahmen des 3. RP 900 Änderungen vorgenommen, insbesondere nach Abschluss der Studien zur Bewertung der bestehenden Sicherheitsmargen (zusätzliche 10 Minuten Sicherheitsmarge im Vergleich zur Auslegung im Zustand des 2. RP 900) hinsichtlich der Auslegung der Schutzmaßnahmen gegen gemeinsame Verkabelungsmodi und der Mindestanforderungen an die Betriebsführung in Bezug auf deren Feuerbeständigkeit.

Was die Auswirkungen von Brandrauch auf den Betrieb der Anlagen sowie die Druckeffekte im Brandfall betrifft, hat EDF im Rahmen des 3. RP 1300 zum einen einen F&E-Ansatz verfolgt, der in einem der ASN vorgeschlagenen Maßnahmenprogramm mündete. Andererseits hat EDF parametrische Studien zu den Druckeffekten durchgeführt, um eine Methode zur Identifizierung von Brandschutzräumen oder -bereichen zu entwickeln, in denen ein Brand durch Druckeffekte zu einem Durchbruch der Brandschutzabschnitte führen kann. Diese Themen, die sich aus der Anweisung des 3. RP 1300 ergeben, werden im Rahmen des 4. RP 900 berücksichtigt.

Schließlich hat die ASN nach dem Unfall von Fukushima die technische Vorschrift ECS 12 erlassen, in der EDF aufgefordert wird:

- die Beständigkeit gegenüber dem „Séisme Majoré de Sécurité“ (SMS) der Strukturen und Ausrüstungen zu bewerten, die einer Anforderung zur Beständigkeit gegenüber dem „Demi-Séisme de Dimensionnement“ (DSD) unterliegen und zur Brandabschnittsbildung, zur Brandmeldeanlage oder zur Brandbekämpfung (fest installierte Löschanlagen) beitragen;
- Für Bauteile, deren Widerstandsfähigkeit gegenüber dem SMS nicht nachgewiesen werden kann, ein Änderungsprogramm vorzulegen.

Im Anschluss an die GPO zum 4. RP 900 formulierte die ASN zusätzliche Anforderungen hinsichtlich des internen Störfalls *„Brand“*. EDF ergänzte daraufhin die Verbesserungsziele der Studien und integrierte in sein Arbeitsprogramm zur Sicherheitsüberprüfung im Rahmen des 4. RP 900 Weiterentwicklungen zu den folgenden brandbezogenen Themen:

- Begründung der Zoneneinteilung nach Ansätzen aus dem EPR,
- Auswirkungen durch Brandrauch,
- durch den Brand verursachte Druckeffekte,
- Wiederentzündung von Restinhalationsgasen in den Lüftungskanälen,
- Verschärfungsfaktor für den Brand,
- Empfindlichkeit gegenüber den Reaktionszeiten des Bedienpersonals,
- Modalitäten zur Umsetzung der ASN-Entscheidung zum Brand.

Ergänzend dazu hat EDF Analysen zu den Auswirkungen eines Brandes auf Kreisläufe durchgeführt, in denen wasserstoffhaltige Flüssigkeiten zirkulieren (brennender Strahl). EDF hat zudem die Folgen eines Brandausbruchs in den Kaltwassererzeugungsräumen für das Elektroraumgebäude (DEL) erneut untersucht, um den aktuellen Erkenntnissen über die Temperaturanstiegsdynamik in Elektroräumen Rechnung zu tragen.

❖ Zusammenfassung der Studien

➢ Begründung der Brandabschnittsbildung

Auf der Grundlage der EPRESSI-Methode (Methode zur Bewertung der tatsächlichen Leistungsfähigkeit von Brandabschnittselementen im Brandfall), die auf den EPR angewendet wurde, hat EDF im Rahmen des 4. RP 900 eine neue Methode namens PEPSSI (Bewertungsprinzip für die Eignung von Brandabschnittselementen) entwickelt, um die Robustheit der Elemente in den Sicherheitsbrandräumen des in Betrieb befindlichen Kraftwerksparks zu überprüfen.

Diese Methode wird bei den Schutzmaßnahmen gegen gemeinsame Kabelausfallmodi in allen Sicherheitsbrandräumen, bei den Brandabschnittselementen an den Grenzen der Sicherheitsbrandzonen sowie in den Räumen der Brandräume mit hohem Sicherheitsrisiko angewendet. Im Rahmen dieser Untersuchungen wird das Vorhandensein einer Sicherheitsmarge (10 %) zwischen der Brandkurve des Raums und der tatsächlichen Leistungskurve des untersuchten Brandabschnittselements überprüft.

Im Anschluss an diese Untersuchungen ergreift EDF zusätzliche Schutzmaßnahmen: PNPE1302 (Kabelschutz), PNPE1420 (Ersatz oder Einbau von Brandschutztüren), PNPE1405 Band F (Änderung des Brandschutzes in Pumpstationen), PNPE1444 (Brandschutzverstärkung von Brandabschnittselementen vom Typ „passiver Schutz“) oder neue Maßnahmen, falls weitere Maßnahmen erforderlich sind. EDF führt außerdem eine Maßnahme zur Verringerung der Brandlast in bestimmten Räumen mit Sicherheitsrelevanz ein (PNRL1925).

Die Studien zur Anwendung der PEPSSI-Methode auf Brandabschnittselemente wurden im Dezember 2022 abgeschlossen. Sie ermöglichten insbesondere die Ermittlung der Änderungen, die an den Brandabschnittselementen vorgenommen werden müssen, deren Robustheit nicht nachgewiesen werden konnte.

Ergänzend zu diesen Studien wurde die Relevanz der Kriterien PFL (Räume *mit „Möglichkeit eines lokal begrenzten* Brandes“) und PFG (Räume *mit „Möglichkeit eines großflächigen* Brandes“) überprüft, die in den sogenannten *„PAI“-Studien* verwendet wurden.

➢ **Auswirkungen von Brandrauch**

Die von EDF seit Anfang der 2000er Jahre verfolgten Untersuchungen zu den Risiken von Betriebsstörungen an Anlagen unter dem Einfluss von Rauch führten zur Entwicklung eines speziellen Prüfstands („*MAFFE*“) und eines dazugehörigen Prüfprotokolls.

Nach dem derzeitigen Stand des Wissens sind die Auswirkungen von Rauch nach wie vor ein komplexes Phänomen, das EDF zu folgenden industriellen Entscheidungen veranlasst hat:

- Im Rahmen der deterministischen Brandstudien des 4. RP 900 berücksichtigt EDF die durch Brandrauch verursachten Auswirkungen auf die empfindlichsten Anlagen (elektronische Geräte). Diese Auswirkungen werden durch die Festlegung von Kriterien (Temperatur, Rußbildung, Expositionsdauer) berücksichtigt, die die Auswirkungen von Ruß widerspiegeln,
- EDF hat dieses Kriterium für Funktionsstörungen ebenfalls in seine probabilistischen Sicherheitsstudien aufgenommen (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.2),
- EDF setzt seine Forschungs- und Entwicklungsarbeiten zu diesem Thema fort.

Die Detailstudien zu den Auswirkungen von Rauch werden angesichts ihres standortabhängigen Charakters im Abschnitt „*Besonderheiten des Blocks*“ vorgestellt.

➢ **Durch den Brand verursachte Druckeffekte**

Ergänzend zu den Studien zur Begründung der Brandabschnittsbildung wird für die Sicherheitsbrandräume der CPY-Stufe eine Analyse des Phänomens des Druckanstiegs in den Räumen im Brandfall und seiner potenziellen Auswirkungen auf die Brandabschnittselemente durchgeführt.

Die im Rahmen des 4. RP 900 durchgeführten Arbeiten stützen sich auf die im Rahmen des 3. RP 1300 entwickelte und erprobte Methodik. Für die Analyse der Druckeffekte im Brandfall wurden folgende Grundsätze zugrunde gelegt:

- Identifizierung von Konfigurationen, die zu einem Versagen der Brandabschnitte führen können,
- berechnungsgestützte Bewertung der Druckwerte, die die ungünstigsten Bedingungen abdecken, die aufgrund eines plausiblen Brandes auftreten können.

Die Ergebnisse der Untersuchungen zu den durch den Brand verursachten Druckeffekten werden im Abschnitt „*Besonderheiten des Blocks*“ dargestellt, da sie standortabhängig sind.

➢ **Wiederentzündung von Restinbränden in den Lüftungskanälen**

Die Studien zur Brandabschnittsbildung wurden durch eine Analyse des Risikos der Wiederentzündung von Restinbränden durch Frischgase in den Lüftungskanälen ergänzt.

Die Studien zur Anpassung der Methodik zur Berücksichtigung des Risikos einer Wiederentzündung von Restinbränden durch die Lüftungskanäle auf der CPY-Ebene kamen zu dem Schluss, dass die bestehenden Vorkehrungen robust sind.

Die Robustheit der Anlage gegenüber diesem Risiko beruht hauptsächlich auf dem Vorhandensein von Brandschutzklappen an den Grenzen der Brandschutzzonen. Für Sicherheitsbrandzonen, die nicht mit Brandschutzklappen ausgestattet sind, stützt sich der Nachweis entweder auf ergänzende Brandrisikoanalysen, die sich in einigen Fällen auf Brandmodellierungen stützen, welche das Fehlen eines Risikos der Ausbreitung von unverbrannten Gasen über die Lüftungskanäle belegen, oder auf Funktionsanalysen, die das Fehlen von Auswirkungen auf die Sicherheit nachweisen. Für den 4. RP 900 sind keine Änderungen erforderlich.

➢ **Auswirkungen eines Brandes auf Kreisläufe, in denen wasserstoffhaltige Medien zirkulieren (brennende Flamme)**

Im Falle eines Brandes, der zum Verlust der Integrität von Kreisläufen führt, in denen wasserstoffhaltige Fluide zirkulieren, wurden die Sektorisierungsstudien durch eine Analyse des Risikos der Entstehung eines brennenden Wasserstoffstrahls ergänzt. Die Studien zur Anpassung der Methodik zur Berücksichtigung des Risikos eines brennenden Wasserstoffstrahls und zur Analyse der damit verbundenen Folgen wurden auf der CPY-Ebene durchgeführt. Im Anschluss an diese Studien führt EDF Folgendes durch:

- eine Änderung, die es ermöglicht, das Schließen der H_2-Absperrventile des SGZ-Systems im Falle einer Branderkennung durch das JDT-System in bestimmten Räumen zu automatisieren (PNPE1393),
- eine automatische Sprinkleranlage in den Räumen der TEG-Kompressoren, um die Gefahr eines Großbrandes (PFG) durch deren jeweilige Ölreserven auszuschließen (PNPP1232).

➢ **Ausprägung des erschwerenden Umstands**

Entsprechend dem in Abschnitt § 2.2.1 beschriebenen allgemeinen Vorgehen führte die Anwendung eines Erhöhungsfaktors in den Brandschutzstudien dazu, dass das Versagen von Brandschutzklappen, der an die Brandmeldeanlage gekoppelten Steuermechanismen für Brandschutztüren sowie der aktiven Komponenten von Brandbekämpfungssystemen berücksichtigt wurde.

Ergänzend zu diesen Studien wurde für den Sonderfall des Ausfalls statischer Komponenten im Rahmen der Brandstudien ein Analyseansatz umgesetzt.

Schließlich führt EDF in Anwendung der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschriften ergänzende Studien zu den beiden folgenden Themenbereichen durch:

- In Anwendung der Vorschrift [AGR-E-I] hat EDF geeignete Betriebsvorschriften definiert und umgesetzt, die Maßnahmen zur Begrenzung der Wärmebelastung und zur Kontrolle von Arbeiten, die einen Brand auslösen könnten, in den folgenden Räumlichkeiten umfassen:
  - Räumlichkeiten, in denen ein Brand erheblich zum Risiko einer Kernschmelze oder einer Freilegung der Brennelemente im Brennelementlagerbecken beiträgt;
  - Räume, deren Brandabschnittsbildung durch mindestens eine Tür gewährleistet ist, deren geöffneter Zustand im Brandfall zu einer erheblichen Erhöhung des Risikos einer Kernschmelze oder zum Ausfall der redundanten Wasserzufuhr- oder Kühlsysteme des Brennelementlagerbeckens führt.
- In Anwendung der Vorschrift [AGR-E-II] wird EDF unabhängig von deren Zuverlässigkeit diejenigen Brandschutzmaßnahmen identifizieren, deren Ausfall zu einer erheblichen Erhöhung des Risikos einer Kernschmelze oder zum Ausfall der redundanten Wasserzufuhrsysteme oder der Kühlsysteme des Brennelementlagerbeckens führt. EDF wird Maßnahmen umsetzen, um das Ausfallrisiko dieser Einrichtungen zu verringern, und die mit diesen Maßnahmen verbundenen Betriebsanforderungen festlegen. EDF führt insbesondere eine Änderung ein, die darauf abzielt, Alarmvorrichtungen an kritischen Türen zu installieren, um sicherzustellen, dass diese Türen geschlossen bleiben (PNPE1337).

Anwendung eines Erschwernisfaktors	Zusammenfassung der Studien
Klappen und brandmeldergesteuerte Türen	Die Berücksichtigung eines erschwerenden Faktors bei den Brandschutzvorrichtungen (EDA) – Brandschutzklappen und an die Brandmeldeanlage gekoppelte Türen – besteht darin, davon auszugehen, dass diese Anlagen im Brandfall bei Beanspruchung in ihrer Ausgangsposition (offen) verbleiben. Der Ansatz besteht dann darin, unter diesen Bedingungen zu überprüfen, ob die Folgen des Brandes die Ablehnungskriterien für Auslegungsunfälle der Kategorie 4 nicht überschreiten. Die Auslegungsstudien, die einen erschwerenden Faktor bei den Brandschutzklappen und den an die Brandmeldeanlage gekoppelten Türen berücksichtigen, haben es ermöglicht, das Fehlen eines gemeinsamen Ausfallmodus bei den Komponenten der Systeme, für die das Kriterium des Einzelausfalls (CDU) gilt, sowie bei deren Trägersystemen nachzuweisen. Für den 4. RP 900 sind keine Änderungen erforderlich.
Ortsfeste Löschanlagen	Die im Rahmen des Sicherheitsnachweises in den Gebäuden BK, BW und BL installierten ortsfesten Löschanlagen verfügen über keine aktiven Komponenten. Lediglich die Gebäude BAN, BR und Diesels sind mit ortsfesten Sprinkleranlagen ausgestattet, deren Rohrleitungen unter normalen Betriebsbedingungen mit Luft gespült werden und die aus aktiven Komponenten bestehen. Ein Ausfall dieser Komponenten wird angenommen. Die Zugänglichkeit und Bedienbarkeit dieser Einrichtungen (Ventile) vor Ort wurden überprüft. Das Vorhandensein funktionaler Redundanzen in Verbindung mit der manuellen Inbetriebnahme der Löschanlagen (unter Einhaltung der festgelegten Bedienungsfristen) gewährleistet die Verfügbarkeit der vor den Auswirkungen eines Brandes zu schützenden Funktionen im Falle eines Brandausbruchs in den betroffenen Räumen. Somit kommen die Sensitivitätsanalysen, die zur Bewertung der Auswirkungen eines Brandes unter Berücksichtigung eines erschwerenden Faktors für die aktiven Komponenten der ortsfesten automatischen Brandbekämpfungsanlage durchgeführt wurden, zu dem Schluss, dass die bestehenden Vorkehrungen robust sind. Für den 4. RP 900 sind keine Änderungen erforderlich.
Feuerlöschpumpen	Der Feuerlöschwasserkreislauf (JPP) jedes Blocks wird von zwei Pumpen gespeist, die jeweils von einem Elektromotor angetrieben werden, dessen Stromversorgung jeweils über die Stromversorgungswege A und B erfolgt, die jeweils durch den Notstromgenerator des betreffenden Weges abgesichert sind. Darüber hinaus sind die Druckleitungen der Pumpanlagen jedes Blocks über eine Verbindungsleitung miteinander verbunden. Folglich hat die Berücksichtigung eines erschwerenden Umstands bei einer Feuerlöschpumpe keinen Einfluss auf die Fähigkeit des Systems, die für den Referenzbrand des Kernkraftwerksblocks erforderliche Wassermenge bereitzustellen. Für den 4. RP 900 sind keine Änderungen erforderlich.

Für den Sonderfall eines Ausfalls der statischen Anlagen:

Anwendung eines Verschärfungsfaktors	Zusammenfassung der Studien
Passive Brandabschnittsanlagen	Die Anwendung des Ansatzes auf den Sonderfall eines Ausfalls statischer Anlagen hat EDF dazu veranlasst, bestimmte Brandschutztüren, die nicht an die Brandmeldeanlage angeschlossen sind, als sicherheitsrelevant einzustufen. Für diese Türen richtet EDF „Tür offen"-Alarmvorrichtungen ein, um sicherzustellen, dass sie geschlossen bleiben. Diese Vorrichtungen sind Gegenstand der Änderung PNPE1337. Darüber hinaus wurden weitere passive Brandabschnittselemente als sicherheitsrelevant identifiziert. Diese Einrichtungen werden im Betrieb alle mit der höchsten Prioritätsstufe behandelt, d. h. wie Brandabschnittselemente, die sich zwischen gegenüberliegenden Gleisen befinden.
Ortsfeste Löschanlagen	Bei Räumen mit hohem Sicherheitsrisiko konnte durch die Nichtberücksichtigung ortsfester Löschanlagen ermittelt werden, in welchen Räumen die Brandabschnittsbildung allein nicht ausreicht, um die Ausbreitung eines Brandes zu verhindern. Die Sprinkleranlage wird daher in diesen Räumen als sicherheitsrelevant eingestuft, es sei denn, es wird eine Änderung vorgenommen, um die Brandabschnittsbildung zu verstärken. Die Analyse kommt zu dem Schluss, dass kein Raum, der mit einer ortsfesten Löschanlage ausgestattet ist, eine nicht robuste Brandabschnittsbildung aufweist, sofern die in diesem Raum installierte ortsfeste Löschanlage nicht berücksichtigt wird.

➢ **Berücksichtigung der Reaktionszeiten des Bedienpersonals**

Entsprechend dem in Abschnitt § 2.2.1 beschriebenen allgemeinen Vorgehen bestand die Untersuchung darin, alle erforderlichen Bedienungsmaßnahmen im Kontrollraum und in den Räumen zu identifizieren, die zur Begründung der sicherheitsrelevanten Brandabschnittsbildung erforderlich sind, und zu überprüfen, ob kein „Klippeneffekt" auftritt, wenn eine Verlängerung der Bedienungszeit bei deren Durchführung berücksichtigt wird.

Die Analyse der manuellen Maßnahmen, die in der Leitwarte oder vor Ort durchgeführt wurden, ergab keinen „*Klippeneffekt*" im Zusammenhang mit der Berücksichtigung dieser Bedienerzeiten.

Es ist anzumerken, dass eine im Rahmen des Projekts zur Brandrisikokontrolle auf der CPY-Stufe durchgeführte technische Änderung (PNPP1092), die darauf abzielt, die Sprinkleranlage in den RCV-Räumen zu automatisieren, es ermöglicht, diese Räume aus der Analyse auszuschließen.

➢ **Umsetzung der Brandschutzentscheidung der ASN**

Gemäß dem Erlass vom 20. März 2014 zur Genehmigung der ASN-Entscheidung Nr. 2014-DC-0417 (sogenannte „*Brandschutzentscheidung*" genannt), wurde der Nachweis der Brandrisikokontrolle (DMRI) erbracht.

Ihr Ziel ist es, nachzuweisen, dass die hinsichtlich der Brandrisiken getroffenen Maßnahmen in den Bereichen Auslegung, Bau und Betrieb angemessen sind und nach dem Prinzip der tief gestaffelten Verteidigung festgelegt wurden.

Diese DMRI befasst sich sowohl mit radiologischen als auch mit nicht-radiologischen Risiken (im weiteren Text auch als „*konventionelle* Risiken" bezeichnet). Für diese beiden Risikoarten kommen unterschiedliche Methoden zur Anwendung.

Die DMRI umfasst:

- die Elemente, anhand derer der Ausbreitungscharakter der berücksichtigten Brände beurteilt werden kann,
- das Verfahren zur Identifizierung der EIP und AIP sowie deren festgelegte Anforderungen (bei Planung, Bau und Betrieb),

- die Analyse der materiellen und personellen Ressourcen für den Einsatz und die Brandbekämpfung,
- die als EIP identifizierten Systeme und Strukturen (mit einem Detaillierungsgrad, der den Herausforderungen angemessen ist).

➢ **Überprüfung der Beständigkeit der Brandschutzausrüstung gegenüber dem erhöhten Sicherheitsbeben**

Gemäß der technischen Vorschrift ECS 12 hat EDF die Beständigkeit gegenüber dem erhöhten Sicherheitsbeben (SMS) der Strukturen und Ausrüstungen bewertet, die einer Anforderung zur Beständigkeit gegenüber dem Auslegungsbeben (DSD) unterliegen und zur Brandabschnittsbildung, zur Brandmeldeanlage oder zur Brandbekämpfung (fest installierte Löschanlagen) beitragen.

Ergebnis dieser Untersuchungen:

- Die Brandmeldeanlage ist nach der Erneuerung der gesamten Brandmeldeausrüstung (PNPP1196) gegenüber dem SMS robust;
- Was die aktive Brandabschnittsbildung betrifft: Die Brandschutztüren und Brandschutzklappen sind gegenüber dem SMS widerstandsfähig;
- In Bezug auf die ortsfesten Löschanlagen:
  - ist die konventionelle Reaktoranlage ohne Änderungen gegen SMS unempfindlich;
  - Die Kernkraftwerksanlage (im Inneren des Reaktorgebäudes) ist ohne Änderungen gegen das SMS robust;
  - Der Kernkraftwerksbereich (außerhalb des Reaktorgebäudes) wird nach der Umsetzung der Änderung PNRL1990 (Erhöhung der Erdbebensicherheit des Brandschutznetzes JP* außerhalb des Reaktorgebäudes) gegen das SMS robust sein;

Zusammenfassend lässt sich sagen, dass die Brandschutzanlagen, für die die Widerstandsfähigkeit gegenüber dem DSD vorgeschrieben ist, nach diesen Studien und der Umsetzung der damit verbundenen Änderungen widerstandsfähig gegenüber dem SMS sind.

➢ **Weitere Gemeinsame-Modus-Studien**

EDF hat die Folgen eines Brandes in den Räumen der Kaltwassererzeugungsanlage für das Elektrikgebäude (DEL) nach dem Austausch der Kältemaschinen neu bewertet, und zwar unter Berücksichtigung mehrerer neuer Erkenntnisse, wie beispielsweise eines besseren Verständnisses der Temperaturanstiegsdynamik in den Elektrikräumen bei einem Ausfall des DEL. Im Anschluss an diese Untersuchungen führt EDF eine Änderung durch, die darauf abzielt, den Ausfall des DEL durch einen Brand-Gleichtaktfehler zu vermeiden. Diese Änderung (PNPE1182) betrifft ausschließlich die ungeraden Blöcke. Sie besteht darin, das Versorgungskabel der DEL-Pumpe des Kanals B durch Umwickeln zu schützen.

➢ **Ergänzende Studien**

In Anwendung der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [AGR-D-I] hat EDF in den Studien zur Brandrisikokontrolle (Begründung der Sektorenunterteilung, Auswirkungen von Rauch, Druckeffekte) Folgendes berücksichtigt:

- alle Räume des Kernkraftwerksblocks und der Pumpstation;
- Modellierungsannahmen für die Gebäudehülle, anhand derer die in den Räumen erreichten Temperaturkurven für Brände in Schaltschränken und elektrischen Kabelkanälen ermittelt werden können, mit denen zu rechnen ist. Insbesondere hat EDF für Brände in Schaltschränken einen Brandausbreitungskoeffizienten zugrunde gelegt, der unabhängig von den Entzündungsbedingungen ist und das Erreichen einer selbstunterhaltenden Verbrennungsphase widerspiegelt.

In Anwendung der Vorschrift [AGR-D-II] wird EDF die identifizierten Änderungen spätestens 5 Jahre nach Vorlage des Abschlussberichts der Überprüfung umsetzen.

EDF wird ergänzende Studien gemäß der von der ASN erlassenen Vorschrift [AGR-E-III] durchführen, unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900: *„Der Betreiber ermittelt die Räume, die am anfälligsten für den Ausfall ortsfester Sprinkleranlagen sind. Er legt Maßnahmen fest und setzt diese um, um das Risiko eines Verlusts der Brandabschnittsbildung in diesen Räumen zu begrenzen.“*

Die im Rahmen der Vorschrift [AGR-E-III] für die CPY-Ebene durchgeführten Untersuchungen haben dazu geführt, dass die Räume identifiziert wurden, die am anfälligsten für den Ausfall der ortsfesten Sprinkleranlagen sind. EDF ist der Ansicht, dass die bereits umgesetzten Maßnahmen ausreichen, um die Risiken eines Verlusts der Brandabschnittsbildung in diesen Räumen zu begrenzen, und dass keine zusätzlichen Änderungen festgelegt werden müssen.

❖ **Fazit**

Im Rahmen des 4. RP 900 wurden wesentliche Änderungen eingeführt, insbesondere durch die verbesserte Berücksichtigung von Brandauswirkungen in deterministischen Studien und die Einführung der WENRA-Referenzniveaus (verschärfend, Reaktionszeit des Bedienpersonals).

Diese Studien ermöglichten es, die Robustheit der Anlage im Hinblick auf die WENRA-Referenzwerte zu überprüfen und gegebenenfalls die Änderungen zu ermitteln, die erforderlich sind, um die Sicherheitsanforderungen im Zusammenhang mit dem Brandschutz zu erfüllen.

Im Anschluss an die Prüfung der Themen im Zusammenhang mit dem Brandrisiko ergänzt EDF den Nachweis durch Studien, die gegebenenfalls mit zusätzlichen Änderungen zu den bereits vorgesehenen einhergehen.

Spezifischer Teil zu Block 4 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

- *Überprüfung der Widerstandsfähigkeit der Brandschutzausrüstung gegenüber dem „Séisme Majoré de Sécurité“*

Um die Widerstandsfähigkeit des Kernkraftwerksblocks (außerhalb des Reaktorgebäudes) gegenüber dem erhöhten Sicherheitsbeben (SMS) zu gewährleisten, wird im Block 4 des Kernkraftwerks Blayais die Änderung PNRL1990 „Widerstandsfähigkeit des Brandschutznetzes JP* gegenüber dem erhöhten Sicherheitsbeben“ umgesetzt.

- *Begründung der Sektorisierung*

Die Untersuchungen zur Sektorisierung haben es ermöglicht, die Sektorisierungselemente zu identifizieren, deren Robustheit verstärkt werden musste.

Die Änderungen PNPE1302, PNPE1420, PNPE1444, PNPE1609 und PNRS1010, die sich unter anderem aus den Ergebnissen der Studien mit der PEPSSI-Methodik (PNRS1012) ergeben, werden spätestens zum Ablauf der Frist der Vorschrift [AGR-D-II] umgesetzt, um die korrekte Dimensionierung der Brandabschnitte in den Räumlichkeiten des nuklearen und konventionellen Blocks zu gewährleisten.

Auswirkungen von Brandrauch

Die Studien zur Berücksichtigung der Auswirkungen von Rauch lassen den Schluss zu, dass die Anlage gegenüber diesen Auswirkungen robust ist.

- *Durch den Brand verursachte Druckeffekte*

Die Untersuchungen zur Berücksichtigung des Druckanstiegs im Brandfall lassen den Schluss zu, dass die Anlage gegenüber diesen Auswirkungen robust ist.

Zusammenfassung des Zustands

des Reaktorblocks Die

Änderungen:

- PNPE1216 „Verbesserung der Zuverlässigkeit der SEBIM-Ventilsteuerung im Brandfall“,
- PNPP1092 „Brandschutz der RCV-Pumpenräume“,
- PNPP1196 „Umfassende Modernisierung der Brandmeldeanlage (ECS 12)“,
- PNPP1232 „Einbau von Sprinkleranlagen in den TEG-Kompressorräumen der CPY-Stufe“,
- PNRL1990 „Erhöhung der Erdbebensicherheit des JP*-Brandbekämpfungsnetzes“,

wurden im Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderungen:

- PNPE1302 „Beseitigung gemeinsamer Schwingungsmoden und Reduzierung der Brandlasten vom Typ PFG/PFL bei Kabeln durch Umwicklung“,
- PNPE1393 „Ansteuerung des Ventils H2 bei JDT-Erkennung (Gefahr eines brennenden Strahls)“,
- PNPE1420 „PEPSSI – Austausch von Brandschutztüren“,
- PNPE1444 „Passiver Brandschutz – ‚Behandlung von Durchführungen und Fugen‘“,
- PNRL1925 „Maßnahmen zur Brandrisikominderung durch Berücksichtigung neuer Brandlasten“,
- PNRS1010 „Änderung der Brandabschnittsbildung aufgrund von PEPSSI-Studien, Arbeiten an Trichtern, Siphons und Fugen“,
- PNRS1012 „Anwendung der PEPSSI-Methode im BR CPY“,
- PNPE1609 „Umsetzung der Ergebnisse der PEPPSI-HRB-Studien für die Räume W237 und W277“,

werden im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4. RP 900 im Block 4 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt.

Die Änderung TCDI0732 „Bearbeitung von DPCI mit hohen Brandschutzanforderungen“ wird im Rahmen einer spezifischen Planung unter Einhaltung der Fristen von [AGR-E-II] im Block 4 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt.

Die Änderung PNPE1337 „Alarm zur Aufrechterhaltung des geschlossenen Zustands von Brandschutztüren“ wird im Block 4 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen eines spezifischen Zeitplans umgesetzt, wobei die Integration spätestens im April 2031 vorgesehen ist.

2.2.1.2 Interne Explosion „ “

Allgemeiner Teil „Lager“

❖ **Hintergrund und Gegenstand der Studien**

Das angestrebte Ziel ist es, den Schutz der Anlage vor dem Risiko einer internen Explosion zu gewährleisten. Dieser Ansatz wurde erstmals im Rahmen des 3. RP 900 umgesetzt. Seitdem wurden die Schlussfolgerungen des abschließenden GPR des 3. RP 900 darin integriert.

Anlässlich des 4. RP 900 hat EDF diesen aktualisierten Ansatz umgesetzt, um die Robustheit der Blöcke zu stärken.

Ergänzend zu den neuen Analysen, die gemäß der Anweisung zum *„Ergänzungsband zum Referenzrahmen* " (Sensitivitätsanalysen zu den WENRA-Referenzwerten, erschwerenden Szenarien und Bedienerverzögerungen – vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1) hat EDF:

- die Grundsätze zur Bewertung der Auswirkungen der Explosion auf die Sicherheit konsolidiert,
- die Auswirkungen der Explosion auf die Brandsektorenbildung berücksichtigt,
- die Ergebnisse der Anweisung zum 3· RP 1300 berücksichtigt und dabei detaillierte Analysen zu bestimmten Themenbereichen einbezogen (insbesondere: Leckagen außerhalb der demontierbaren Bauteile, internes Risiko in den Kreisläufen).

Im Rahmen der Überprüfung der Konformität der Anlagen stellt EDF sicher, dass die an den Standorten gemessenen Lüftungsdurchsätze mit den in den Studien zum Explosionsrisiko zugrunde gelegten Annahmen übereinstimmen (siehe Teil I – Kapitel 1 – Abschnitt 4).

Der Sicherheitsnachweis hinsichtlich des Risikos einer internen Explosion konzentriert sich auf die Explosionsverhütung. Ziel der Studien ist es, die Räume und Standorte zu identifizieren, bei denen unter Berücksichtigung der Randbedingungen die Bildung einer entzündlichen Wolke trotz der vorgesehenen Maßnahmen zur Vermeidung von Gasansammlungen nicht ausgeschlossen werden kann. In diesem Fall werden Maßnahmen ergriffen, um mögliche Leckquellen oder zumindest Zündquellen zu beseitigen.

Darüber hinaus wird für Räume, in denen die Bildung einer zündfähigen Wolke nicht ausgeschlossen werden kann, eine Analyse der funktionalen Folgen durchgeführt, um sicherzustellen, dass die durch die Explosion verursachten Schäden die vorhandenen Sicherheitsziele nicht gefährden. Diese Räume werden *als Räume mit „erheblichem Sicherheitsrisiko"* bezeichnet. Für diese Räume zielt die Analyse darauf ab, die baulichen Vorkehrungen (Prävention, Ausschluss, Begrenzung der Auswirkungen…) gegebenenfalls zu verstärken.

❖ **Zusammenfassung der**

Studien **zum**

Kernkraftwerksblock

Die Studien dienen der Überprüfung der Vermeidung (standardmäßig der Begrenzung) von Wasserstofffreisetzungen, der Bildung entflammbarer Wolken sowie des Fehlens von Zündrisiken für die als risikobehaftet identifizierten Räume. Dieser Ansatz wird durch die Analyse der sicherheitsrelevanten Folgen ergänzt, was bei Räumen mit hohem Sicherheitsrisiko zu einer Verstärkung der Präventionsmaßnahmen führt. Was die Analyse des Risikos einer internen Explosion in den Kreisläufen des Kernkraftwerksbereichs betrifft, so bestehen die Studien darin, alle potenziellen und plausiblen Szenarien zu identifizieren.

Die Analyse des Risikos einer internen Explosion im Kernkraftwerksbereich basiert auf dem Vorhandensein von Wasserstoff führenden Kreisläufen und Batterien (Wasserstofferzeugungsverfahren, insbesondere im Ladezustand), die als einzige Quellen angesehen werden, die im Normalbetrieb zur Bildung einer entzündlichen Wolke führen können.

Nur diese Elemente werden bei der Risikoanalyse berücksichtigt, da:

- die Risiken im Zusammenhang mit dem vorübergehenden Vorhandensein von Gasflaschen für Eingriffe durch organisatorische Vorkehrungen abgedeckt sind,
- die im Reaktorblock vorhandenen Transformatoren und Leistungsschalter kein Öl enthalten. Die bisherigen Erfahrungen zeigen jedoch, dass das Explosionsrisiko bei Transformatoren und Leistungsschaltern mit ölgefüllten Anlagen zusammenhängt. Daher wird in diesem Punkt kein Explosionsrisiko berücksichtigt.

Die durchgeführten Untersuchungen ermöglichten es insbesondere, die Wasserstoff führenden Leitungen sowie die Räume zu identifizieren, in denen Wasserstoffleitungen mit Sonderpunkten[3] verlaufen.

[3] Beispiele für Besonderheiten an einer Leitung: ein Ventil, eine nicht geschweißte Verbindung zwischen zwei Rohrleitungsabschnitten.

Die Zusammenfassung der Untersuchungen wird in den folgenden Abschnitten beschrieben.

Die Studien zur Unterstützung des 4. RP 900 werden entlang dreier Schwerpunkte durchgeführt: der Anwendung der Methodik zum Schutz vor der Gefahr einer internen Explosion, der Berücksichtigung von erschwerenden Faktoren und der Berücksichtigung der Reaktionszeiten des Bedienpersonals. Diese Studien berücksichtigen alle Erkenntnisse aus früheren Überprüfungen, die Anweisung der GPO zum 4. RP 900 sowie die spezielle Anweisung zum Thema Explosion im Rahmen des 4. RP 900.

➢ **Anwendung der Methodik zum Schutz vor dem Risiko einer internen Explosion**

- Überprüfung der Angemessenheit der Konstruktionsanforderungen:

Zwei Arten von Einwirkungen können zu einem vollständigen Rohrbruch und damit zu einer Freisetzung von Wasserstoff führen: der RTHE (Hochenergie-Rohrbruch) und Erdbeben. Auch die fehlerhafte Demontage von Sonderbauteilen wurde als potenzieller Auslöser identifiziert.

Für die Kreisläufe geltende Konstruktionsanforderungen

Die in den Richtlinien geforderten Präventionsmaßnahmen für Wasserstoff führende Kreisläufe ermöglichen es, Wasserstofffreisetzungen und die Entzündungsgefahr zu vermeiden:

- Dichtheit bereits in der Konstruktion (vorrangig Membranventile, geschweißte Verbindungen, Überwachung im Betrieb und angemessene Wartung),
- geerdete Stromkreise und Geräte,
- außerhalb des BR: systematische Überprüfung der Integrität bei Erdbeben (einschließlich Einzelereignissen) und nach dem Bruch von Hochdruckrohrleitungen (Peitschenwirkung).

Es ist zu beachten, dass Halterungen hinzugefügt oder modifiziert wurden, um die Erdbebensicherheit zu gewährleisten, und dass im Rahmen des 3. RP 900 Rahmen zur Verhinderung von Peitschenbewegungen installiert wurden.

Für die Räumlichkeiten geltende Auslegungsanforderungen

Die für Räume geltenden Präventionsmaßnahmen, in denen Wasserstoffkreisläufe mit den für den Sicherheitsnachweis erforderlichen Besonderheiten verlaufen, ermöglichen es, das Risiko der Bildung einer entzündlichen Wolke zu begrenzen:

- Vorhandensein einer mechanischen Belüftung,
- Begrenzung der Toträume in den Räumlichkeiten und Anlagen,
- Vorhandensein einer Wasserstoffdetektion (außerhalb von BR),
- Einbau von Geräten und Anlagen der ATEX-Kategorie (geeignet für explosive Atmosphären) in den gefährdeten Räumen.

EDF hat ergänzend eine Analyse der Wasserstoffübertragung von einem Risikoraum in einen nicht gefährdeten Raum durchgeführt, der daher nicht mit ATEX-Geräten ausgestattet ist. Diese Analyse ergab, dass die Übertragung durch Undichtigkeiten für das CPY-Lager keine Auswirkungen hat.

Umsetzung der Konstruktionsanforderungen

Im Rahmen des 3. RP 900 wurden Änderungen vorgenommen, um die Freisetzung von wasserstoffhaltigen Abgasen in den Räumlichkeiten des BAN zu begrenzen oder gar zu unterbinden.

Im Rahmen des 4. RP 900 sind angesichts dieser Konstruktionsanforderungen keine weiteren Änderungen erforderlich. Die Anforderungen des Referenzrahmens werden nämlich erfüllt:

- Die empfohlenen Maßnahmen zum Ausschluss oder zumindest zur erheblichen Begrenzung des Risikos der Freisetzung brennbarer Gase werden eingehalten; insbesondere ist die Belüftung der Batterieräume so ausgelegt, dass der entstehende Wasserstoff abgeführt wird und eine Ansammlung verhindert wird,

- in Räumen, in denen das Risiko eines Wasserstoffaustritts nicht ausgeschlossen werden kann, ist eine Detektionsanlage zur Überwachung installiert.

- Überprüfung der Begrenzung der Zündrisiken für gefährdete Räume und die zugehörigen Lüftungskanäle

In allen als „explosionsgefährdet" eingestuften Räumen müssen mögliche Zündquellen beseitigt werden: In diesen Räumen werden *„ATEX"-zertifizierte* Geräte (die so konzipiert sind, dass sie in einer explosionsfähigen Atmosphäre keine Zündquelle darstellen) installiert, und die Stromkreise werden geerdet, um das Risiko einer Entzündung brennbarer Gemische zu begrenzen.

Darüber hinaus muss sichergestellt werden, dass keine Zündgefahr für eine brennbare Wolke besteht, die von einem Lüftungskanal angesaugt wird, und zwar bis zur Verdünnungsstelle, ab der die Wasserstoffkonzentration unterhalb der unteren Explosionsgrenze (UEG) liegt.

Anlässlich des 3. RP 900 wurden alle an den Lüftungskanälen von der Absaugöffnung bis zum Verdünnungspunkt befindlichen Geräte durch Geräte ersetzt, die mindestens nach ATEX 3G zertifiziert sind, mit Ausnahme der KRT-Messketten.

Da eine ATEX-Zertifizierung dieser KRT-Messketten nicht möglich ist, wurde als Lösung die automatische Unterbrechung der Stromversorgung der KRT-Messketten zur Überwachung der Lüftungskanäle durch das Wasserstoffdetektionssystem KHY (PNPP1926, Abschnitt A) gewählt. Somit wird im Falle des Vorhandenseins von Wasserstoff in den überwachten und als risikobehaftet identifizierten Räumen sowie einer Ausbreitung in die Lüftungskanäle das Risiko einer Entzündung der explosionsfähigen Atmosphäre durch die KRT-Ketten beseitigt.

EDF hat im Rahmen des 4. RP 900 die Analyse der Zündrisiken einer explosiven Atmosphäre in den Abluftkanälen der BAN-Räume abgeschlossen. Diese Analyse ergab, dass in den neu identifizierten Abschnitten der Abluftkanäle keine zündgefährdeten Materialien vorhanden sind. Ergänzend dazu wurde die Erdung bestimmter Lüftungskanäle vorgenommen (PNPP1945 Band B für Tricastin 1 und 2, PNRL1924 für die übrigen Blöcke der CPY-Generation).

- Maßnahmen am Reaktorgebäude (BR)

Das Reaktorgebäude (BR) ist Gegenstand eines spezifischen Überprüfungsverfahrens, da die Auslegung, die Betriebs- und Installationsmaßnahmen des BR so beschaffen sind, dass das Risiko der Bildung einer explosionsfähigen Atmosphäre angesichts der im BR vorhandenen Luftmengen als vernachlässigbar eingestuft wird.

Darüber hinaus hat EDF nachgewiesen, dass im Falle eines Erdbebens oder eines Peitscheneffekts durch einen Bruch einer Hochdruckleitung kein Risiko einer Beschädigung der an den Druckhalter angeschlossenen Wasserstoffleitungen besteht, mit Ausnahme einer Leitung des nuklearen Probenahmesystems (REN) in einem bestimmten Raum der ungeraden Blöcke. Für diese Blöcke richtet EDF eine Vorrichtung ein, mit der das Risiko einer Beschädigung dieser Leitung beseitigt werden kann (PNPE1445).

Somit kommen die im Rahmen des 3. RP 900 durchgeführten Studien, die die Analyse des Explosionsrisikos im Reaktorgebäude darstellen, zu dem Schluss, dass kein Risiko besteht, und bleiben auch für das 4. RP 900 gültig.

EDF hat im Rahmen des 4. RP 900 zudem eine Risikoanalyse zur lokalen Bildung eines brennbaren H_2-Luft-Gemischs durchgeführt. Diese ergab, dass kein Risiko besteht. Ergänzend dazu und als Reaktion auf die von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassene Vorschrift [AGR-G-I] hat EDF die Risiken der Bildung einer explosionsfähigen Atmosphäre im Reaktorgebäude, auch im Falle eines Erdbebens, quantitativ bewertet, indem sie die Phänomene untersuchte, die in der Nähe der betrachteten Leckagen auftreten könnten, und legte die angesichts der Sicherheitsrisiken zu ergreifenden Maßnahmen sowie den entsprechenden Zeitplan fest.

- Analyse der funktionalen Auswirkungen – Behandlung von Räumen *mit „erheblichem Sicherheitsrisiko*“

Entsprechend den angekündigten Zielen (Konsolidierung der Grundsätze zur Bewertung der Auswirkungen einer Explosion auf die Sicherheit, Berücksichtigung der Auswirkungen einer Explosion auf die Brandabschnittsbildung) hat EDF die Analyse der sicherheitstechnischen Folgen einer Explosion im Kernkraftwerksblock, mit Ausnahme des Reaktorgebäudes (das Risiko der Bildung einer explosionsfähigen Atmosphäre im Reaktorgebäude ist Gegenstand einer gesonderten Behandlung – siehe oben), aktualisiert, um zu überprüfen, dass die Auswirkungen potenzieller Explosionen die Erfüllung der Sicherheitsfunktionen nicht beeinträchtigen.

Für die CPY-Stufe ermöglichen die Studien die Begründung und Verfeinerung der in den Analysen der funktionalen Folgen berücksichtigten Annahmen: Auf der Grundlage der Berechnungsergebnisse (gutes Verhalten der Primärkonstruktionen des BAN, im Gebäude ermittelte Überdruckfelder unter Berücksichtigung des Wegfalls von „Sicherungen“ wie Türen, erdbebensicheren Trennwänden und Betonsteinwänden) wurden von Fall zu Fall realistische Einwirkungsbereiche definiert und die in diesen Bereichen berücksichtigten Auswirkungen an den Schweregrad der dort auftretenden Explosionen angepasst. Zudem wurden in diesen Analysen die Auswirkungen des Verlusts von Brandabschnittselementen infolge einer Explosion berücksichtigt. Es wird davon ausgegangen, dass in den Räumen, die zu den mit dem Explosionsbereich verbundenen Brandräumen gehören, Materialien, die nicht von Natur aus feuerbeständig sind, verloren gehen.

Das Ergebnis der Analysen der funktionalen Folgen ist eine Liste von Räumen, die als *„mit hohem Sicherheitsrisiko*“ identifiziert wurden:

- Für die als *„mit hohem Sicherheitsrisiko*“ eingestuften Räume des BAN und für den Fall, dass das Risiko nicht beseitigt werden kann (beispielsweise durch die Verlegung oder den Schutz von Sicherheitszielen, die automatische Absperrung des Lecks), muss die Ausrüstung in diesen Räumen der ATEX-Kategorie 2G entsprechen.
- Für Batterieräume, die als *„mit hohem Sicherheitsrisiko*“ eingestuft wurden, muss die Belüftung elektrisch notbetrieben und erdbebensicher sein.

Es wurden keine neuen BAN-Räume auf der Ebene CPY *als „mit hohem Sicherheitsrisiko“* identifiziert. Dagegen werden die Batterieräume in den Gebäuden BL und BW gemäß den Grundsätzen der Methodik des 4. RP 900 *als „mit hohem* Sicherheitsrisiko“ eingestuft. Folglich muss das DVE-System erdbebensicher sein. Das Projekt PNPE1118 „Erdbebensicherung des DVE-Systems in den Batterieräumen“ wird im Rahmen des 4. RP 900 umgesetzt, um das DVE-Lüftungssystem in den Batterieräumen erdbebensicher zu machen, und stellt die Maßnahme dar, die dem Ziel der Risikoprävention entspricht. Darüber hinaus werden im Falle der Erkennung eines Ausfalls der Belüftung oder des Auftretens von Wasserstoff in den Batterieräumen verschiedene Maßnahmen durch das Bedienpersonal ergriffen: Öffnung etwaiger Zwischenklappen, um die Absaugkreisläufe der Batterieräume miteinander zu verbinden, sowie Öffnung der Türen der Batterieräume, um durch die Belüftung der angrenzenden Räume den Luftstrom wiederherzustellen.

Die Räume mit „erheblichem Sicherheitsrisiko“ wurden von EDF zusätzlichen Untersuchungen unterzogen, um die Machbarkeit und Angemessenheit zusätzlicher Schutzmaßnahmen zu analysieren. In diesem Zusammenhang wird EDF im Rahmen der Phase B eine Betriebssperre für bestimmte Bereiche in Räumen mit erheblichen Sicherheitsrisiken verhängen, um das Risiko eines Wasserstoffaustritts zu verringern. Darüber hinaus wird bei Explosionsszenarien, die zu einem Ausfall der PTR-Kühlung und der JPI-Nachspeisung führen, die Nachspeisung des Brennelement-Lagerbeckens über die Nachspeisewasserquelle für den Kern (PNPP1714/PNPE1289 und PNPE1258, vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7) wird berücksichtigt, um eine Freilegung der im Lagerbecken befindlichen Brennelemente zu vermeiden. Darüber hinaus setzt EDF eine Schutzvorrichtung für bestimmte RRI-Leitungen ein, um deren Beschädigung durch herabfallende Türteile im Falle einer Explosion auszuschließen (PNPE1445).

Ergänzend zu den durchgeführten Studien und den bereits identifizierten Maßnahmen fordert die ASN in Reaktion auf die Vorschrift [AGR-G-I], die sie angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassen hat, dass spätestens bis zum 31. Dezember 2025 EDF für Explosionen, die zum Verlust einer Sicherheitsfunktion führen könnten, die Situationen identifiziert hat, in denen die Verfügbarkeit der für das Erreichen und Aufrechterhalten des sicheren Zustands des Reaktors erforderlichen Ausrüstungen nicht gewährleistet ist, und die gegebenenfalls umzusetzenden Maßnahmen unter Berücksichtigung der Sicherheitsrisiken sowie den entsprechenden Zeitplan festgelegt hat.

- Risikoprävention innerhalb der Kreisläufe

Die bestehenden Auslegungs- und Betriebsvorschriften (Sauerstoffmessgerät, Stickstoffspülung, abnehmbare Manschette usw.) ermöglichen es, das Risiko der Bildung einer explosionsfähigen Atmosphäre innerhalb der Kreisläufe zu vermeiden.

Um sicherzustellen, dass diese Maßnahmen dem Ziel der Risikoprävention gerecht werden, wurde auf der Grundlage nationaler und internationaler Erfahrungsberichte eine Analyse des Risikos der Bildung einer entzündlichen Wolke in den Kreisläufen durchgeführt. Diese Analyse führt zur Umsetzung einer Änderung, die darauf abzielt, den Lufteintritt in bestimmte wasserstoffhaltige Kreisläufe zu begrenzen (Änderung PNPP1709 „Austausch der SIERS-Ventile und Verriegelung der manuellen RPE-Ventile“). Diese Erfahrungsauswertung wurde auf das Risiko außerhalb der Kreisläufe (einschließlich außerhalb der Gebäude des Kernkraftwerkskomplexes) ausgeweitet. Sie kommt zu dem Schluss, dass die bestehenden Präventions- und Betriebsvorschriften angesichts der gemeldeten Vorfälle dem Ziel entsprechen.

Ergänzend dazu hat EDF eine Methodik entwickelt und angepasst, mit der sich alle potenziellen und plausiblen Szenarien im Zusammenhang mit der Analyse des Risikos einer internen Explosion in den Kreisläufen des Kernkraftwerkskomplexes identifizieren lassen. Die Umsetzung in den Anlagen der Baureihe CPY bestätigt die Robustheit der allgemeinen Betriebsprinzipien unter Überdruck, die durch technische Systeme wie die Inertisierung (Inertgas: Stickstoff), die kontinuierliche instrumentierte Überwachung, die Probenahme und die automatische Abschaltung bei Sauerstofferkennung (TEG), die zur Beherrschung der Risiken einer internen Explosion innerhalb der Kreisläufe beitragen. Die im Rahmen dieser Anwendung durchgeführte Analyse zeigt jedoch zwei plausible Explosionsszenarien auf. Für diese Szenarien:

- führt EDF eine ergänzende Maßnahme ein, um das Explosionsrisiko im Inneren einer TEG-Abdeckung (PNPE1338) zu verringern;
- EDF führt eine ergänzende Maßnahme ein, um das Explosionsrisiko im Inneren einer RCV-Abdeckung (PNRS1024) zu verringern.

- Wasserstofffreisetzungen außerhalb der demontierbaren Bauteile

EDF hat seinen Nachweis bezüglich des mit den wasserstoffgeführten Leitungen des BAN verbundenen Explosionsrisikos nachträglich verstärkt, indem die Möglichkeit von Leckagen außerhalb der demontierbaren Bauteile analysiert wurde. Diese Studie hat die Robustheit der Auslegung aufgezeigt.

Die Räume, die im Anschluss an die Untersuchung der Leckagen außerhalb der demontierbaren Bauteile ermittelt wurden und bei denen eine Explosion zu einem gemeinsamen Ausfallmodus einer Sicherheitsfunktion führen würde, werden als „sensible Räume“ bezeichnet.

Im Rahmen der Folgemaßnahmen zum GP Agressions hat EDF zudem seine Analyse erweitert, indem die funktionalen Folgen einer Explosion infolge eines Lecks im regulären Leitungsabschnitt überprüft wurden. Die Räume, für die ein potenzieller Leckageauslöser in Betracht gezogen und die hinsichtlich der Sicherheit als sensibel identifiziert wurden, waren Gegenstand zusätzlicher Analysen durch EDF. Bei diesen Räumen hängt das Sicherheitsrisiko mit dem Verlust der Kühlung des Brennelement-Lagerbeckens zusammen. Ein Freiliegen der Brennelemente im Lagerbecken wird durch die Nachspeisung aus der Wasserquelle „Source d’eau“ für den „Noyau Dur“ verhindert (PNPP1714/PNPE1289 und PNPE1258, vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7). Als Reaktion auf den ersten Absatz der oben zitierten Vorschrift [AGR-G-I] hat EDF ergänzende Analysen auch für die sensiblen Räume vorgelegt.

➢ **Ausgestaltung des erschwerenden Faktors**

Gemäß dem in Absatz § 2.2.1 beschriebenen allgemeinen Vorgehen besteht die Überprüfung der Robustheit der Anlage gegenüber dem erschwerenden Faktor aus einer Untersuchung, bei der plausible Kombinationen einer internen Explosion mit einem erschwerenden Faktor berücksichtigt werden, der auf aktive Ausrüstungen angewendet wird, die den Angriff verhindern oder dessen Folgen begrenzen können (Ausrüstung zur Abwehr von Angriffen).

Ziel ist es, sicherzustellen, dass die folgenden Ziele durch die Berücksichtigung eines erschwerenden Faktors nicht in Frage gestellt werden (und gegebenenfalls wird überprüft, dass keine Auswirkungen auf die Sicherheitsfunktionen bestehen):

- die Verhinderung der Bildung einer entzündlichen Wolke,
- die Verhinderung einer Explosion.

Die Funktionen, die zur Verhinderung der Bildung einer brennbaren Wolke beitragen, sind:

  - die Lüftung (unter Anwendung des Grundsatzes der Betriebskontinuität kann die Berücksichtigung eines erschwerenden Faktors ausgeschlossen werden),
  - die Ansteuerung eines Absperrventils bei Wasserstofferkennung in bestimmten Räumen des BAN und des BW,
  - die Überwachung des Vorhandenseins eines Lüftungsdurchsatzes in den Batterieräumen.

Die einzige Maßnahme, mit der die Auslösung einer Explosion verhindert werden kann, besteht in der Installation von Geräten mit ATEX-Zertifizierung der Stufe 3G oder 2G für Räume mit besonders hohem Sicherheitsrisiko. Dabei handelt es sich um eine passive Maßnahme.

Um die Auslösung einer Explosion in einem Raum mit Explosionsgefahr zu verhindern, ist die Stromversorgung der elektrischen Geräte in bestimmten Räumen an die Wasserstoffdetektion gekoppelt. Bei dieser Kopplung wird ein erschwerender Faktor berücksichtigt.

Es wurden Analysen zur Berücksichtigung des erschwerenden Faktors in den verschiedenen Regelkreisen durchgeführt: Sie kommen alle zu dem Schluss, dass die Detektion (das unzuverlässigste Element des Regelkreises) verstärkt werden muss, weshalb sie doppelt ausgeführt wird („WENRA-Erschwerungsfaktor für die Wasserstoffdetektion“ PNPP1926 Abschnitt C).

Die Erkennung von Unterdruck in den Lüftungsanlagen der Batterieräume wird ebenfalls im Rahmen der Berücksichtigung eines erschwerenden Faktors durch den Einbau eines Wasserstoffdetektors in diesen Räumen ergänzt („Einbau von Wasserstoffdetektoren in den Batterieräumen“ – PNPP1926 Teil B).

Die zur Berücksichtigung des erschwerenden Faktors durchgeführten Studien ermöglichen es, die von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassene Vorschrift [AGR-G-II] zu erfüllen, die verlangt, *dass* EDF spätestens bis zum 31. Dezember 2022 *„unabhängig von ihrer Zuverlässigkeit die Explosionsschutzmaßnahmen identifiziert, deren Ausfall zu einer erheblichen Erhöhung des Risikos einer Kernschmelze oder zum Verlust der redundanten Wasserzufuhrsysteme oder der Kühlsysteme für das Brennelementlagerbecken führt“* und *„die Maßnahmen zur Verringerung des Ausfallrisikos dieser Maßnahmen, die mit diesen Maßnahmen verbundenen Betriebsanforderungen sowie den entsprechenden Zeitplan“* festlegt.

Diese Studien führten insbesondere zu folgenden Maßnahmen:

- die Einrichtung eines Warnsystems an sicherheitsrelevanten Türen (PNPE1337),
- die Einführung eines geeigneten Verhaltensleitfadens für den Fall, dass das Rückschlagventil für wasserstoffhaltige Abgase zum chemischen und volumetrischen Kontrollkreislauf (RCV) nicht verfügbar ist,
- die Aufnahme zusätzlicher Bestimmungen in die Wartungsprogramme und Betriebsanweisungen.

➢ **Berücksichtigung der Fristen der Betreiber**

Entsprechend dem in Abschnitt § 2.2.1 beschriebenen allgemeinen Vorgehen besteht die Untersuchung darin, alle erforderlichen Bedienungsmaßnahmen im Kontrollraum und vor Ort zum Schutz vor einer Störung zu ermitteln und sicherzustellen, dass kein „*Klippen*-Effekt“ auftritt, wenn eine Verlängerung der Reaktionszeit des Bedieners bei der Durchführung dieser Maßnahmen berücksichtigt wird.

Der einzige Fall, der eine Maßnahme eines Bedieners erfordert, ist der Ausfall der Belüftung oder die Erkennung von Wasserstoff in einem Batterieraum, was die Überwachung der Wasserstoffkonzentration vor Ort sowie das Öffnen etwaiger Zwischenklappen und der Raumtür zur Folge hat. Die Maßnahme des Bedieners erfolgt deutlich vor dem Erreichen der UEG, sodass keine Gefahr der Bildung einer zündfähigen Wolke besteht. Es sind daher keine zusätzlichen Vorkehrungen erforderlich.

Darüber hinaus werden im Rahmen des 4. RP 900 Übungen zum Thema „Interne Explosion“ für das Einsatzpersonal in den Kernkraftwerken durchgeführt, um die ordnungsgemäße Umsetzung der in der Demonstration zur Beherrschung des Explosionsrisikos hervorgehobenen Gegenmaßnahmen zu bewerten.

Außerhalb des Reaktorbereichs

Die Untersuchungen dienen dazu, sicherzustellen, dass die ausgewählten Wasserstoffleck-Szenarien unter Kontrolle sind und dass die Restauswirkungen einer Explosion in Bezug auf die sicherheitsrelevanten Ziele akzeptabel sind.

Außerhalb des Kernkraftwerksbereichs bestehen die größten Explosionsrisiken im Maschinenraum, in den Technikstollen, in den Kabelkanälen, auf den Gaslagern und an der Schnellentleerungsstation des Generators. Dieser Ansatz wird durch Sicherheitsfolgenanalysen ergänzt, bei denen die Kumulierung von Blitzschlag und Explosion sowie von durch starken Wind erzeugten Projektilen und Explosion berücksichtigt wird und bei den Untersuchungen zum Risiko einer internen Explosion außerhalb des Reaktorblocks ein erschwerender Faktor einbezogen wird. Die Berücksichtigung der Sensitivität gegenüber den Reaktionszeiten des Bedieners ist gegenstandslos, da im Nachweis keine Maßnahmen des Bedieners bewertet werden.

Das mit dem Transport gefährlicher Güter verbundene Explosionsrisiko wird ebenfalls in Abschnitt 2.2.1.15 „Beherrschung des industriellen Risikos“ berücksichtigt.

Die Zusammenfassung dieser Risikoanalysen wird in den folgenden Abschnitten beschrieben.

➢ **Anwendung der Methodik zum Schutz vor dem Risiko einer internen Explosion**

Analyse des Risikos einer Wasserstoffexplosion im Maschinenraum:

Wie beim Reaktorblock können zwei Arten von Einwirkungen zu einem vollständigen Bruch der Rohrleitungen im Maschinenraum führen: die RTHE und ein Erdbeben. Ein Brand wurde standardmäßig und aus Vorsichtsgründen als potenzieller Auslöser für die mit Wasserstoff gefüllten Leitungen betrachtet (ein Brand, der eine mit Wasserstoff gefüllte Rohrleitung angreift und ein Leck verursacht, entzündet den Wasserstoff sofort und erzeugt eine Flammenstrahl, der im Rahmen der Brandbetrachtung behandelt wird). Die fehlerhafte Demontage von Baugruppen wurde ebenfalls als potenzieller Auslöser identifiziert.

Das Umhüllungsszenario wäre die vollständige Entleerung des im Generator enthaltenen Wasserstoffs infolge eines Bruchs der Ölrücklaufleitung im GHE-Kreislauf. Unter diesen Bedingungen können zwei Explosionen unterschiedlicher Art auftreten:

- die Explosion des Wasserstoffstrahls: Die entstehenden Überdrücke würden zwar zum Abreißen der Verkleidung führen, wären jedoch nicht so stark, dass sie die Stabilität des Maschinenraums gefährden würden,
- die Explosion einer Wasserstoffwolke: Die dabei entstehenden Überdrücke würden zwar dazu führen, dass die Verkleidung im oberen Teil des Bauwerks weggeschleudert wird, wären jedoch nicht stark genug, um die Wände des Maschinenraums zu beschädigen.

Diese beiden Explosionen sind nicht geeignet, die Erfüllung der Sicherheitsfunktionen zu beeinträchtigen.

Somit erfüllt die Auslegung der Maschinenräume der CPY-Ebene den aktuellen Sicherheitsanforderungen der Anlagen.

Analyse des Risikos einer Wasserstoffexplosion in den technischen Stollen:

Eine Explosion in den technischen Stollen würde erhebliche Überdruckwerte erzeugen (sog. Kanoneneffekt). Aus diesem Grund wurden im Rahmen des 3. RP 900 Änderungen vorgenommen, um Wasserstofflecks zu verhindern, wobei die verschiedenen potenziellen Gefahrenquellen für die Wasserstoffrohrleitungen in den Stollen (Erdbeben, Erdbebenereignis und RTHE) berücksichtigt wurden:

- die Verlegung der Wasserstoffleitungen, um sie vor dem Risiko von Erdbeben und Erdbebenereignissen zu schützen, sowie die Verstärkung der Halterungen, um ihre Erdbebensicherheit zu gewährleisten,
- die Anbringung von Peitschenschlagschutzrahmen an den Hochenergie-Rohrleitungen (THE) zum Schutz vor dem RTHE-Risiko.

Auf diese Weise wird das Risiko einer Wasserstoffexplosion in den technischen Stollen beseitigt. Die Auslegung der technischen Stollen der 900-MWe-Stufe erfüllt die Sicherheitsanforderungen im aktuellen Zustand der Anlagen.

Analyse des Risikos einer Wasserstoffexplosion an den Schnellentleerungsstationen der Generatoren

Zu den Einwirkungsfaktoren, die die Integrität der Wasserstoffrohrleitungen der Schnellentleerungsstationen des Generators beeinträchtigen könnten, gehören für die Baureihe CPY:

- Erdbeben,
- ein Brand,
- durch starken Wind verursachte Projektile (PGGV),
- Blitzschlag.

Infolge einer der zuvor genannten Einwirkungen wird als Szenario das Entweichen des gesamten im Generator enthaltenen Wasserstoffs durch den Bruch einer oder mehrerer Wasserstoffleitungen der Station angenommen. Das befürchtete Phänomen ist somit eine Explosion im Strahl: Es wird von einer verzögerten Entzündung des Wasserstoffstrahls ausgegangen, die eine Explosion im Strahl und die Ausbreitung einer Überdruckwelle zur Folge hat.

An den Standorten der CPY-Stufe befindet sich kein Sicherheitsziel in einem Umkreis von weniger als 25 m um die Schnellentleerungsstationen des Generators. Eine Wasserstoffexplosion im Bereich der Schnellentleerungsstationen des Generators hat keine Auswirkungen auf die Sicherheit.

Analyse des Risikos einer Wasserstoffexplosion in den Rinnen (CP1-Stufe)

Für die Standorte der Stufe CP1 werden das Szenario und die Folgen einer Explosion in den Kanälen durch das im Rahmen der Untersuchung des Wasserstoffexplosionsrisikos in den Gasparks analysierte REU-Szenario (Risiko einer einzelnen Explosion) abgedeckt (siehe nachfolgenden Absatz).

Diese Kanäle sind somit in den Untersuchungsumfang der Studie „Gaspark“ einbezogen.

Analyse des Wasserstoffexplosionsrisikos an den Gasparks

Die Ergebnisse dieser Untersuchungen werden im Abschnitt zu den blockbezogenen Besonderheiten vorgestellt, da sie standortabhängig sind.

Analyse des Explosionsrisikos infolge eines Blitzeinschlags (Kombination Blitzschlag/Explosion)

Die bei der Auslegung für den Maschinenraum, den Gaspark sowie für die Stollen und Kanäle festgelegten Anforderungen schließen Blitzschlag als potenzielle Gefahrenquelle für die Wasserstoffrohrleitungen aus.

Daher sind im 4. RP 900 für Gebäude außerhalb des Kernkraftwerksgeländes keine Änderungen im Zusammenhang mit der Berücksichtigung des Kombinationsrisikos Blitzschlag/Explosion in den Studien vorzusehen.

Risikoanalyse im Zusammenhang mit dem internen Transport gefährlicher Güter (ausgenommen radioaktive Stoffe)

Es wurde eine spezifische Analyse hinsichtlich der Risiken „*Explo*sion“, „Brand“ und *„Freisetzung gefährlicher (giftiger)* Stoffe“ durch einen Lkw durchgeführt, der Gefahrgut transportiert. Das Thema des Transports von Gefahrgut wird in Abschnitt 2.2.1.15
„Beherrschung industrieller Risiken“.

➢ **Untersuchungen zur Berücksichtigung eines erschwerenden Faktors in den Studien**

Die von dieser Analyse betroffenen Gebäude und Bauwerke des konventionellen Blocks sind:

- der Maschinenraum,
- die Technikgalerien (CPY),
- die Schnellentleerungsvorrichtung der Lichtmaschine,
- die Auffangrinnen (CP1),
- die Gasbehälter.

Im Maschinenraum, in den Kabelkanälen und an der Schnellentleerungsstation des Generators sind keine Maßnahmen erforderlich, um die Folgen einer Explosion infolge eines Erdbebens, eines Brandes oder eines RTHE zu verhindern oder sich davor zu schützen. Dementsprechend wird gemäß dem gewählten Ansatz zur Anwendung eines Erschwernisfaktors in den Studien kein Erschwernisfaktor berücksichtigt.

In den Technikstollen und im Bereich der Gaslager sind die zur Berücksichtigung des Explosionsrisikos vorgesehenen Maßnahmen passive Maßnahmen.

Die Anwendung eines Erhöhungsfaktors hat somit keine Auswirkungen auf die Sicherheit. Daher sind für den 4. RP 900 bei Gebäuden außerhalb des Kernkraftwerksgeländes keine Änderungen im Zusammenhang mit der Berücksichtigung des Erhöhungsfaktors in den Studien *zur „internen* Explosion“ erforderlich.

❖ **Fazit**

Im Rahmen des 4. RP 900 wurden wesentliche Weiterentwicklungen beim Sicherheitsnachweis vorgenommen. Insbesondere ermöglichte die Durchführung detaillierter und umfassender Studien eine physikalische Charakterisierung der Auswirkungen von Explosionen auf die Anlagen und damit eine quantitative Begründung der Annahmen, die für die Analysen der funktionalen Folgen zugrunde gelegt wurden.

Darüber hinaus führen die durchgeführten Studien unter Berücksichtigung der WENRA-Referenzwerte und insbesondere des Verschärfungsfaktors zu Ergänzungen des Sicherheitsnachweises und zur Umsetzung zusätzlicher Maßnahmen.

Für die Gebäude des *„Kernkraftwerkskomplexes“*:

Diese Untersuchungen und die damit verbundenen Änderungen, die im Rahmen des 4. RP 900 umgesetzt wurden, ermöglichen es:

- das Risiko der Bildung einer explosionsfähigen Atmosphäre in den BAN-Räumen zu verringern,
- das Risiko eines Ausfalls der Belüftung in den Batterieräumen sowie das Risiko einer Wasserstoffansammlung zu verringern.

Im Rahmen der von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [AGR-G] wurden ergänzende Untersuchungen durchgeführt.

Für Gebäude *„außerhalb des Kernkraftwerksbereichs“*:

Die Untersuchung des Risikos einer internen Explosion ermöglichte es, entweder zu dem Schluss zu kommen, dass keine Auswirkungen auf die Sicherheit bestehen (im Fall des Maschinenraums, der Schnellentleerungsstation des Generators und der Abflussrinnen), oder dieses Risiko auszuschließen (im Fall der technischen Stollen).

Spezifischer Teil zum Block 4 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

- *Analyse des Risikos einer Wasserstoffexplosion in den Gaslagern*

Verschiedene Einwirkungen können die in den Gaslagern (SGZ und GNU) gelagerten Druckgasmengen beeinträchtigen: Erdbeben, durch starken Wind verursachte Geschosse, Brand und Bruch von Hochdruckrohrleitungen (RTHE). Blitzschlag wird als Auslöser einer Explosion in den Gaslagern berücksichtigt, ist jedoch durch das REU-Szenario abgedeckt.

Angesichts des Risikos einer Beschädigung mehrerer Wasserstoffflaschenrahmen und der damit verbundenen Folgen in Form von Überdruck und herumfliegenden Projektilen kommt die standortspezifische Explosionsrisikoanalyse zu dem Schluss, dass geeignete Schutzmaßnahmen getroffen werden müssen, wie zum Beispiel:

- Für die SGZ-Anlagen (PNPP1012):
  - Begrenzung der Folgen einer möglichen Explosion in den SGZ-Anlagen in Bezug auf Sicherheitsziele durch eine geeignete Standortwahl (Einhaltung der Sicherheitsabstände zu den Sicherheitszielen),
  - Schutz der Gasspeicher vor bestimmten Einwirkungen (Brand außerhalb der Anlage, Erdbeben bei brennbaren Gasen, RTHE, durch starken Wind verursachte Projektile bei brennbaren Gasen, Blitzschlag, Flammenstrahl), um das Explosionsrisiko zu vermeiden,
  - Reduzierung der Menge der am Standort gelagerten Gase.
- Für den Flüssigstickstofftank (PNPP1012):
  - Einhalten eines angemessenen Abstands, um das Risiko externer Einwirkungen durch die SGZ-Parks zu vermeiden,

- Schutz des Flüssigstickstoffbehälters vor bestimmten Einwirkungen (Brand außerhalb der Anlage, Erdbeben, RTHE, durch starken Wind verursachte Projektile, Blitzschlag, Flammenstrahl), um das Risiko einer BLEVE (Boiling Liquid Expanding Vapor Explosion) zu verhindern.

- Für GNU-Gasanlagen (PNPP1012A):
  - Schutz der Gasspeicher vor bestimmten Einwirkungen (Brand außerhalb der Anlage, Erdbeben bei brennbaren Gasen, RTHE, durch starken Wind verursachte Projektile, Blitzschlag, Flammenstrahl), um das Explosionsrisiko zu verhindern,
  - Begrenzung der Folgen einer möglichen Explosion im GNU-Gasanlagenpark in Bezug auf Sicherheitsziele durch eine geeignete Standortwahl (Einhaltung der Sicherheitsabstände zu den Sicherheitszielen).

Die Änderung PNPE1445 „Schutz von zwei RRI-Leitungen (Zwischenkühlung) vor dem Öffnen einer Tür infolge einer potenziellen Explosion und Einbau eines Rahmens zum Schutz vor Peitschenbewegungen“ wird im Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais nicht umgesetzt, da nachgewiesen wurde, dass die Tür im Explosionsfall nicht beschädigt wird.

Zusammenfassung des Zustands

des Blocks Die Änderungen:

- PNPE1118 „Erdbebensicherung des DVE-Systems in den „Batterieräumen“,
- PNPP1012 Band A „Risiken im Zusammenhang mit Gaslagern außerhalb von Gebäuden“,
- PNPP1709 „Austausch der SIERS-Ventile und Verriegelung der manuellen RPE-Ventile“,
- PNPP1926 Abschnitte A, B und C „Anwendung des WENRA-Erschwerungsfaktors für die Wasserstoffdetektion – KRT-Regelung“,
- PNRL1924 „Erdung der DVN-Kanäle für die lokalen Jod-Entlüftungsanlagen“,

wurden im Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderungen:

- PNPE1338 „Verhinderung des Lufteintritts in das Abgasbehandlungssystem – Ankopplung der TEP-Absperrung an den Sauerstoffmesser TEG“,
- PNRS1024 „Einbau einer Anschlussmanschette am SGZ (Gasspeicher)“,
- PNPP1945 „Errichtung einer durch DVN belüfteten Kammer zur Einkapselung der RPE-Ventile mit lokalem Jodrisiko NA 414“,

werden im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4 RP 900 am Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt.

Die Änderung PNPE1258 (außer Bände J und L) „Einbau der ASG-ND-Vorrichtung und der festen Nachspeiseleitung für das BK-Becken durch SEG“ wird im Block 4 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration spätestens in Phase B des 4 RP 900 vorgesehen ist.

Die Änderung PNPE1258, Band L, „Maßnahme zur Gewährleistung der Robustheit der Steuerung (RCM) der Regelventile ASG012/014/016VD aus dem Kontrollraum heraus unter Hard-Core-Bedingungen“ wird im Block 4 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen eines spezifischen Zeitplans umgesetzt, wobei die Integration spätestens in Phase B „Ergänzungen“ zum 4 RP 900.

Die Änderung PNPE1337 „Alarm für die Aufrechterhaltung des geschlossenen Zustands von Brandschutztüren“ wird im Block 4 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen eines spezifischen Zeitplans umgesetzt, wobei die Integration spätestens im April 2031 vorgesehen ist.

Die Änderung PNPP1714 „Wasserquelle für die Nachspeisung des Kerns“ wird im Block 4 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen eines spezifischen Zeitplans umgesetzt, wobei die Integration spätestens im April 2026 vorgesehen ist. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung im Hinblick auf ihre Berücksichtigung in den Kumulierungsstudien des MDTE werden spätestens bei VD4 + 2 Jahre berücksichtigt.

2.2.1.3 Interne Überflutung, Ausfälle von Rohrleitungen sowie Ausfälle von Behältern, Pumpen oder Hochdruckventilen

Allgemeiner Teil „Lagerung“

❖ **Hintergrund und Gegenstand der Studien**

Anlässlich des 4. RP 900 hat EDF seinen Sicherheitsnachweis für die Einwirkgrößen *„Interne* Überflutung“ und „Rohrleitungsausfälle“ weiterentwickelt, um insbesondere die WENRA-Referenzwerte zu berücksichtigen (Berücksichtigung eines erschwerenden Faktors, Durchführung einer Sensitivitätsanalyse zur Verlängerung der Betreiberfristen). Die Studien zu den Referenzszenarien *„Interne* Überflutung“ und „*Rohrleitungsausfälle*“ wurden weiterentwickelt, wobei Bedienerreaktionszeiten berücksichtigt wurden, die denen der Unfallstudien entsprechen. Die Untersuchung der durch Peitschenbewegung verursachten Überflutung im Falle eines RTHE wurde ebenfalls weiterentwickelt, wobei der durch Peitschenbewegung verursachte Ausfall der Rohrleitung berücksichtigt wurde, der hinsichtlich des Wasservolumens über eine konventionelle Abflussdauer von einer Stunde am gravierendsten ist.

Die Studien „*Interne Überflutung*“ und „*Rohrleitungsausfälle*“ haben folgende Ziele:

- Sicherzustellen, dass ein Störfall vom Typ *„Interne* Überflutung“ oder „Rohrleitungsversagen“ den Betrieb und die Aufrechterhaltung des sicheren Zustands des Reaktorblocks nicht verhindert. In der Praxis bedeutet dies, zu überprüfen, ob der Störfall kein Gemeinsames-Modus-Risiko für die Ausrüstung, die die Rückkehr und Aufrechterhaltung des Reaktorblocks in einen sicheren Zustand ermöglicht, sowie für deren unterstützende Systeme darstellt;

- zu überprüfen, ob eine Störung durch *„interne* Überflutung“ oder „Rohrleitungsausfälle“ nicht zu einer Überschreitung der Grenzwerte für radioaktive Ableitungen außerhalb des Standorts führt. In der Praxis muss die Rückhaltung kontaminierter Flüssigkeiten innerhalb der Gebäude oder Anlagen jegliche Verschmutzung von Gewässern (Ober- oder Grundwasser) verhindern.

Es wird eine Untersuchung zum gleichzeitigen Auslaufen von nicht erdbebensicheren Behältern außerhalb des Referenzrahmens für interne Überschwemmungen durchgeführt, um sicherzustellen, dass kein gemeinsamer Störfall vorliegt, der die Rückführung und Aufrechterhaltung des sicheren Betriebs des Reaktorblocks verhindert, und dass die Grenzwerte für radioaktive Freisetzungen außerhalb des Standorts nicht überschritten werden.

EDF berücksichtigt im Nachweis der nuklearen Sicherheit zudem das Risiko eines Ausfalls von Druckbehältern als interne Beanspruchung. Die Untersuchungen zum Ausfall von Behältern, Pumpen oder Ventilen ergänzen die Schutzmaßnahmen gegen Ausfälle von Rohrleitungen.

Die Studien zum *„Ausfall von Behältern, Pumpen oder* Ventilen“ haben folgende Ziele:

- Sicherzustellen, dass ein durch den Ausfall eines Behälters, einer Pumpe oder eines Ventils freigesetztes Projektil die Rückführung und Aufrechterhaltung des sicheren Zustands des Reaktorblocks nicht verhindert. In der Praxis bedeutet dies, zu überprüfen, dass die Beeinträchtigung nicht zu einem Gemeinsamsrisiko für die Anlagen führt, die die Rückführung und Aufrechterhaltung des Reaktors in einem sicheren Zustand ermöglichen, sowie für deren unterstützende Systeme;

- Zu überprüfen, dass ein durch den Ausfall eines Behälters, einer Pumpe oder eines Ventils freigesetztes Projektil nicht zu einer Überschreitung der Grenzwerte für radioaktive Freisetzungen außerhalb des Standorts führt. In der Praxis muss die Rückhaltung kontaminierter Flüssigkeiten innerhalb der Gebäude oder Bauwerke jegliche Verschmutzung von Gewässern (Oberflächen- oder Grundwasser) verhindern.

Ergänzend zu den Auswirkungen von Projektilen in den Räumlichkeiten, in denen sich die Anlagen befinden, vervollständigt EDF seinen Ansatz durch die Überprüfung der Widerstandsfähigkeit des Hochbaus gegenüber einer repräsentativen Stichprobe interner Projektile im Reaktorgebäude (BR), die bei der Auslegung berücksichtigt wurden. Für den 4. RP 900 wurde diese Stichprobe

um die Absperrventile der RIS-Akkumulatoren (in Übereinstimmung mit den für den EPR Flamanville 3 untersuchten Geschossen) im Inneren des BR sowie um drei Ventile außerhalb des BR ergänzt. Ziel ist es, sicherzustellen, dass die Betonwände durch diese Geschosse nicht durchschlagen werden.

❖ **Zusammenfassung der Untersuchungen**

➢ **Interne Überflutungen und Rohrleitungsausfälle**

Untersuchungen zu den Belastungsszenarien *„Interne Überflutung“* und *„Rohrleitungsversagen“*:

Die Methodik zur Durchführung der Untersuchungen zu den Belastungsfällen *„interne* Überflutung“ und „Rohrleitungsversagen“ ist sowohl für den Kernkraftwerksbereich als auch für den konventionellen Bereich der CPY-Generation anwendbar. Sie besteht darin:

- Ermittlung der ungünstigsten Wassermenge. Es sei darauf hingewiesen, dass EDF anhand von Erfahrungswerten und den Schlussfolgerungen der verfügbaren experimentellen Studien zum RTHE-Peitschenphänomen begründet hat, dass die für die Studien zur internen Überflutung zugrunde gelegte Annahme eines einzigen, durch das Peitschen eines Hochenergie-Rohrleitungssystems ausgelösten Ausfalls relevant ist;
- Ermittlung der Geräte, die durch interne Überflutung (Eintauchen und Bespritzung), durch Spritzwasser, durch Strahleffekte und durch veränderte Umgebungsbedingungen im Falle eines RTHE außer Betrieb gesetzt wurden;
- Durchführung von Funktionsanalysen zur Beurteilung der Akzeptanz von Geräteausfällen;
- Das Containment-Management analysieren.

Was den Kernkraftwerksblock betrifft, haben die Untersuchungen das Vorhandensein möglicher gemeinsamer Ausfallmodi sowie potenzieller Ableitungen von Abwässern außerhalb der Gebäude oder äußerer Rückhaltevorrichtungen aufgezeigt. Um diesen möglichen gemeinsamen Ausfallmodi und Ableitungen von Abwässern nach außen entgegenzuwirken, wurden folgende Änderungen festgelegt:

- Die Änderung „Eindämmung von Abwässern und Abdichtung von Durchführungen“ (PNPE1108 Band A) besteht darin, bestimmte Durchführungen abzudichten, um deren Dichtheit zu gewährleisten, und ermöglicht so die Eindämmung von Abwässern. Sie trägt somit zur Verhinderung und Begrenzung der Freisetzung radioaktiver Flüssigkeiten innerhalb der festgelegten Grenzwerte bei;
- Die Änderung „Austausch der Schaltschränke RPE/RRI – Schutz vor innerem Hochwasser“ (PNPE1032) besteht darin, bestimmte Schaltschränke durch Geräte mit einer höheren Schutzart (IP) zu ersetzen, wodurch trotz ihrer Besprühung der Schutz im Falle eines inneren Hochwassers gewährleistet wird.

Die Untersuchungen zum konventionellen Block haben gezeigt, dass bestimmte Trichter der Pumpstation abgedichtet, Öffnungen zwischen den Räumen der Pumpstation geschaffen oder Schwellen eingebaut werden müssen sowie die Schaltschränke vor Beschädigungen geschützt werden müssen (PNPE1144).

Sensitivitätsanalyse hinsichtlich der Reaktionszeiten des Betriebspersonals:

Die Berücksichtigung der von den WENRA-Referenzstufen empfohlenen Bedienerzeiten hat gezeigt, dass eine Verlängerung der Zeit bis zur Isolierung des Lecks keine wesentlichen Auswirkungen hinsichtlich des Wasservolumens oder der Funktionsanalyse hat und die Schlussfolgerungen der Studien zur Umsetzung des Referenzrahmens nicht in Frage stellt.

Berücksichtigung des erschwerenden Faktors:

Für die EDA (Ausrüstung zur Abwehr von Angriffen) wurde ein erschwerender Faktor berücksichtigt, wobei der ungünstigste Fall unter den Absperrvorrichtungen und Detektionsvorrichtungen zugrunde gelegt wurde.

Der erschwerende Faktor wurde bei den manuell betätigten Absperrventilen angesichts ihrer hohen Zuverlässigkeit nicht angewendet. Es wurde eine ergänzende Studie durchgeführt, um die sicherheitsrelevanten Absperrventile zu identifizieren. Im Ergebnis dieser Studie wurde kein sicherheitsrelevantes Absperrventil identifiziert.

Ergänzend zu diesen Studien wurde ein Ansatz zur Analyse des Ausfallrisikos der statischen Ausrüstung in den Studien zur internen Überflutung umgesetzt. Darauf folgte eine Studie, mit der sicherheitsrelevante Entwässerungssysteme identifiziert wurden, für die im Betrieb Anforderungen gelten, die ihrem Sicherheitsrisiko angemessen sind.

Untersuchung des gleichzeitigen Überlaufs von nicht erdbebensicheren Behältern:

Die Methodik zur Untersuchung des gleichzeitigen Überlaufs von nicht erdbebensicheren Behältern ist wie folgt aufgebaut:

- Ermittlung aller nicht erdbebensicher ausgelegten Behälter, ihres Volumens sowie ihres Standorts;
- Ermittlung der Überschwemmungsquellenbereiche nach Behältergruppen;
- Für jedes Überschwemmungsgebiet Durchführung einer Untersuchung zur Ausbreitung und Verteilung des Wassers gemäß der Methodik, die für die Untersuchungen zu den Einwirkungsfällen „Rohrleitungsausfälle“ und *„Innenüberflutung“ angewandten Methodik*;
- Überprüfung, dass keine Interferenzbereiche zwischen allen Ausbreitungs- und Ausbreitungsphasen vorhanden sind;
- Durchführung von Funktionsanalysen in Bezug auf die identifizierten gemeinsamen Moden gemäß der Methodik, die für die Untersuchungen zu den Störfällen „Rohrleitungsausfälle“ und *„interne Überflutung“* verwendet wurde. Dieser Schritt dient dem Sicherheitsziel der Ausweichlösung und der Aufrechterhaltung eines sicheren Zustands des Reaktorblocks;
- Überprüfung der Eindämmung des gesamten Abflussvolumens aus den nicht-seismischen Behältern in den Gebäuden. Dieser Schritt dient dem Ziel, die Grenzwerte für radioaktive Ableitungen außerhalb des Standorts nicht zu überschreiten.

Die funktionale Analyse gemeinsamer Ausfallmodi hat gezeigt, dass die Kumulierung von Funktionsausfällen infolge des gleichzeitigen Auslaufens der nicht-seismischen Behälter die Rückkehr und Aufrechterhaltung des sicheren Zustands des Reaktorblocks nicht gefährdet. Die Untersuchung hat jedoch ein Auslaufen von Abwasser aufgezeigt, das zu einer Ausbreitung außerhalb des BAN führen könnte. Band B der Änderung PNPE1108 ermöglicht es, das Volumen dieses Abwassers innerhalb des Gebäudes einzudämmen.

➢ **Ausfall von Behältern, Pumpen oder Ventilen**

Der gewählte Ansatz zur Behandlung des Risikos dieser Einwirkung besteht darin:

- Ermittlung der Anlagen, deren Ausfallrisiko untersucht werden muss;
- Analyse des Ausfalls der betroffenen Anlagen und seiner Folgen sowie gegebenenfalls Vorschlag von Lösungen.

Die Art der durchzuführenden Untersuchung hängt davon ab, ob es sich um Hochenergie- oder Mittelenergieanlagen handelt, sowie vom Qualitätsniveau der Konstruktion und Fertigung der betroffenen Anlagen.

Ausfall einer Pumpe:

Im Falle eines Pumpenausfalls lassen die Konstruktions- und Fertigungsmerkmale der Anlage den Schluss zu, dass der Ausstoß von Projektilen, der zu inakzeptablen Folgen führen könnte, ausgeschlossen ist.

Bei Kreiselpumpen besteht der größte Teil der gespeicherten Energie aus Rotationsenergie. Ausfälle können auf Defekte an rotierenden Bauteilen oder auf übermäßige Belastungen zurückzuführen sein. Diese Energie reicht jedoch nicht aus, um Projektile zu erzeugen, die inakzeptable Schäden verursachen könnten. Insbesondere bei Pumpenlaufrädern hat die Erfahrung der Pumpenhersteller gezeigt, dass ein von einem Laufrad erzeugtes Projektil das Pumpengehäuse nicht durchdringt.

Dies gilt auch für Kolbenpumpen, da diese nur über eine geringe Translationsenergie verfügen, sowie für Kompressoren und von Elektromotoren stammende Projektile, da deren Stator als Schutzgehäuse gegenüber einem möglichen Projektil dient.

Darüber hinaus sind Ventilatoren aufgrund der geringen gespeicherten Energie nicht dazu geeignet, mögliche Projektile zu erzeugen.

Ausfälle von Behältern oder Ventilen:

Der Ansatz unterscheidet zwischen Hochenergie- und Mittelenergie-Komponenten. Nur Hochenergie-Komponenten (d. h. solche, die ein Medium in flüssiger oder gasförmiger Phase mit einem Druck von mehr als 20 bar relativ und/oder einer Temperatur von mehr als 100 °C befördern) können im Falle eines Versagens durch Bruch interne Projektile erzeugen.

Wenn diese Hochenergie-Anlagen gemäß einer nuklearen Norm (RCC-M, ASME Section III oder gleichwertig) konstruiert und gefertigt sind, ist ein vollständiger mechanischer Versagenstyp in Form eines Bruchs ausgeschlossen.

Die Hochenergieanlagen, deren Ausfallfolgen untersucht werden, sind:

- Alle Ventile oder Rückschlagventile mit Ausnahme derjenigen, die sowohl als IPS klassifiziert als auch gemäß einer nukleartechnischen Norm ausgelegt sind;
- Behälter, die nicht als IPS oder IPS-NC klassifiziert sind.

Die Ergebnisse der Untersuchungen bestätigen die Robustheit der Anlagen gegenüber Projektilen, die durch den Ausfall von Hochenergie-Behältern und -Ventilen entstehen. Die Folgen einer potenziell durch den Ausfall von Ventilen und Behältern verursachten internen Überflutung werden im Rahmen der Untersuchungen *zur „internen Überflutung“* berücksichtigt.

Widerstandsfähigkeit der Bauwerksstruktur gegenüber Projektilen:

Die bei der Auslegung für die CPY-Stufe berücksichtigten internen Projektile entsprechen denen, die bei der Auslegung des EPR Flamanville 3 zugrunde gelegt wurden.

Die Ergebnisse der Studien belegen die Widerstandsfähigkeit der Bauwerksstruktur gegenüber Projektilen auf der CPY-Stufe. Es ist anzumerken, dass die Auslegung der Blöcke der CPY-Stufe darauf abzielte, eine gute Trennung der verschiedenen Sicherheitskreise zu gewährleisten, was ein grundlegendes Element der Robustheit der Anlagen gegenüber Einwirkungen darstellt.

Empfindlichkeit gegenüber erschwerenden Faktoren und der Bearbeitungszeit (WENRA):

Diese Studien (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1) haben keine Auswirkungen auf dieses Thema, da:

- keine aktiven Anlagen am Schutz vor Ausfällen von Behältern, Pumpen oder Ventilen beteiligt sind (mit Ausnahme von induzierten Überschwemmungen);
- zum Schutz vor Ausfällen von Behältern, Pumpen oder Ventilen (mit Ausnahme induzierter Überschwemmungen) sind keine Maßnahmen des Bedienpersonals erforderlich.

❖ **Fazit**

➢ **Interne Überschwemmungen und Rohrleitungsausfälle**

Im Rahmen des 4. RP 900 wurden wesentliche Änderungen (insbesondere die Berücksichtigung der WENRA-Referenzwerte) vorgenommen, die zur Durchführung detaillierter Studien führten, mit denen die Sicherheitsziele erfüllt werden konnten.

Diese Studien und die damit verbundenen Änderungen, die im Rahmen des 4. RP 900 umgesetzt wurden, ermöglichen es, die Sicherheitsanforderungen des Regelwerks zum Schutz vor den Risiken von Rohrleitungsausfällen und internen Überschwemmungen zu erfüllen.

➢ **Ausfall von Behältern, Pumpen oder Ventilen**

Die im Rahmen des 4. RP 900 durchgeführten Studien ermöglichen es, die Sicherheitsanforderungen zum Schutz vor dem Risiko von Ausfällen von Behältern, Pumpen oder Ventilen zu erfüllen. Sie belegen insbesondere die Repräsentativität der Projektile, die im Rahmen des Sicherheitsnachweises für Reaktoren der neuesten Generation vom Typ EPR Flamanville 3 ausgestoßen und zurückgehalten werden können.

Spezifischer Teil zum Block 4 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Blayais weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands

des Blocks Die Änderungen:

- PNPE1108 Band A „Schutz vor interner Überflutung – Dichtheit der Durchführungen“,
- PNPE1032 „Austausch der Schaltschränke RPE/RRI – Schutz vor interner Überflutung“,
- PNPE1144 „Interne Überflutung – konventioneller Inselschutz“,

wurden am Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPE1108 Band B „Eindämmung von Abwässern und Abdichtung von Durchführungen“ wird am Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration spätestens in Phase B des 4. RP 900 vorgesehen ist.

2.2.1.4 Überschwemmung durch externe „ “

Allgemeiner Teil „Anlagenebene“

❖ **Hintergrund und Gegenstand der Studien**

Im Rahmen des 4. RP 900 überprüft EDF die Robustheit der Anlagen des CPY-Blocks hinsichtlich der im ASNR-Leitfaden Nr. 13 beschriebenen Gefahren im Zusammenhang mit dem Schutz von INB vor externen Überschwemmungen.

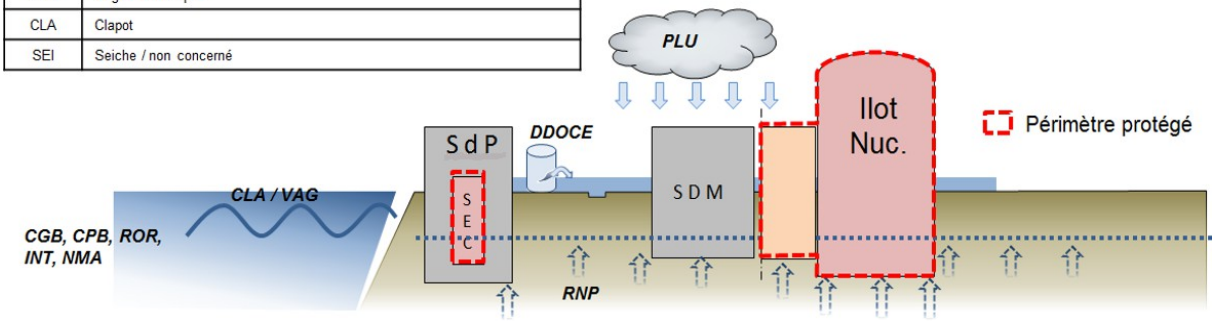
Ergänzend dazu hat EDF im Rahmen der Umsetzung der technischen Vorgaben der ASN aus dem Jahr 2012 auch die volumetrischen Schutzvorrichtungen analysiert.

❖ Zusammenfassung der Studien

➢ Neubewertung der Risiken im Zusammenhang mit dem Gefahrenfaktor „*externe Überschwemmung*“ auf der Grundlage des Leitfadens Nr. 13 der ASNR

Das nachstehende Schema zeigt die verschiedenen im ASNR-Leitfaden Nr. 13 beschriebenen Hochwasserrisikoszenarien (SRI), die im Rahmen des 4. RP 900 für die CPY-Stufe untersucht werden.

PLU	Pluies locales
DDOCE	Dégradation ou dysfonctionnement d'ouvrages, de circuits ou d'équipement
RNP	Remontée de Nappe Phréatique
CPB	Crue sur Petit Bassin versant
INT	Intumescence – Dysfonctionnement d'ouvrage hydraulique
CGB	Crue sur Grand Bassin versant
ROR	Rupture d'un Ouvrage de Retenue
NMA	Niveau Marin
VAG	Vague océanique
CLA	Clapot
SEI	Seiche / non concerné



Je nach Standort auf der CPY-Ebene sind nicht alle davon relevant.

PLU: Verhalten des Regenwasserableitungsnetzes bei Starkregen; Abflussphänomene

Die Charakterisierung dieses Hochwasserrisikos weicht erheblich vom Referenzsystem *„REX Blayais“* ab. Insbesondere wechselt das Regenprofil von einer über die gesamte Regenperiode hinweg konstanten Intensität zu einer variablen Intensität mit einer Intensitätsspitze, was einem realen Regenereignis entspricht.

Die Berücksichtigung der Empfehlungen des ASN-Leitfadens Nr. 13 führt zu einem Anstieg der Abflussmengen aus dem Regenwasserableitungsnetz.

Es ist anzumerken, dass EDF im Rahmen der Umsetzung der technischen Vorgaben der ASN nach dem Unfall von Fukushima an allen Standorten Studien zu Niederschlägen und zum Bruch von Behältern infolge eines Erdbebens durchgeführt hat.

In diesem Zusammenhang sind daher Schutzvorrichtungen vorgesehen, die bereits vor dem 4. RP 900 (PNPP1675) installiert wurden. Diese Maßnahmen bestehen darin, die Zugänge zu den Räumen, in denen sich die für den Rückzug und die Aufrechterhaltung eines sicheren Zustands erforderlichen Ausrüstungen befinden, zu schützen, indem ihre Höhe durch Schwellen oder Spundwände erhöht wird, die mit kleinen Stahlbetonmauern kombiniert sind, um die Kontinuität mit der Außenwand des zu schützenden Gebäudes zu gewährleisten. Etwaige Durchführungen (Rohr- oder Kabeldurchführungen) im unteren Bereich der Gebäude sind abgedichtet.

Somit tragen diese Schutzmaßnahmen zum Schutz der Standorte vor den Folgen der Änderungen der Charakterisierung bei, die sich aus den Empfehlungen des ASN-Leitfadens Nr. 13 für SRI PLU und DDOCE ergeben (siehe unten). Weitere Maßnahmen (Behandlung von Bypässen, besondere Betriebsvorschriften…) können den Schutz des Kernkraftwerks gegenüber der SRI PLU ergänzen (siehe Abschnitt „Besonderheiten des Blocks“).

DDOCE: Beschädigung oder Funktionsstörung von Bauwerken, Rohrleitungen oder Anlagen, die sich auf Gebäude auswirken, in denen sicherheitsrelevante EIP untergebracht sind

Diese SRI weist gegenüber dem Referenzrahmen *„REX Blayais“* mehrere Änderungen auf. Insbesondere ist bei den zu berücksichtigenden Annahmen zur Befüllung von nicht erdbebensicheren Behältern nun eine Befüllung bis zur maximalen Nutzkapazität vorgesehen.

Ebenso sind die Annahmen bezüglich Rohrbrüchen ungünstiger als die im Rahmen des *„REX Blayais“* zugrunde gelegten. Daher sind im Vergleich zu den im Rahmen des *„REX Blayais“* durchgeführten Studien zusätzliche Austritte zu erwarten. Die im Rahmen der SRI DDOCE erreichte Wasserhöhe ist daher höher als bei der vorherigen Überprüfung.

Wie bereits für die SRI PLU dargelegt, tragen Schutzmaßnahmen, die den technischen Vorgaben der ASN nach Fukushima entsprechen, zum Schutz der Standorte vor den Folgen der durch die Empfehlungen des ASN-Leitfadens Nr. 13 für die SRI PLU und DDOCE bedingten Änderungen der Charakterisierung bei. Weitere Maßnahmen (Wassererkennungssystem usw.) können den Schutz des Kernkraftwerks im Hinblick auf die SRI DDOCE ergänzen.

RNP: Anstieg des Grundwasserspiegels

Der ASN-Leitfaden Nr. 13 führt zu keiner wesentlichen Änderung hinsichtlich der Methode zur Charakterisierung des mit diesem SRI verbundenen Referenzniveaus.

CPB: Hochwasser in Einzugsgebieten mit einer Fläche zwischen 10 und 5.000 km^2 Nur der Standort Tricastin

ist von dieser SRI betroffen (Vorhandensein der Gaffière in der Nähe des Kernkraftwerks).

INT: Plötzliche, vorübergehende und lokal begrenzte Schwankung des Wasserstands in der Nähe des Kernkraftwerks aufgrund einer Störung an einem Wasserbauwerk oder des Ausfalls der Umwälzpumpen in einer Pumpstation

Der ASN-Leitfaden Nr. 13 empfiehlt, dieses SRI unter Berücksichtigung der Ausgangsbedingungen für Wasserstand und Durchfluss zu untersuchen, die zu der ungünstigsten Quellung führen. Der Ausgangswasserstand berücksichtigt keine Situation, die seltener auftritt als die SRI bei Hochwasser oder Meeresspiegel.

CGB: Flusshochwasser in Einzugsgebieten von mehr als 5.000 km^2

Die Charakterisierung dieses SRI weicht geringfügig vom Referenzsystem *„REX* Blayais“ ab, was die Berücksichtigung der aus den hydraulischen Modellierungen resultierenden Unsicherheiten im Referenzpegel betrifft.

ROR: Ausbreitung der Bruchwelle eines Staudamms

Diese SRI bringt im Vergleich zu den im Rahmen des *„REX Blayais“* durchgeführten Studien wesentliche Neuerungen mit sich. Tatsächlich ähnelt die Methodik derjenigen, die für die von den Behörden durchgeführten Studien zu den PPI (Plans Particuliers d’Intervention, Spezifische Einsatzpläne) gewählt wurde.

NMA: Meeresspiegel

Die zur Berechnung der Meeresspiegel angewandte Methodik, die den Empfehlungen des ASN-Leitfadens Nr. 13 folgt, unterscheidet sich von der des „REX Blayais“.

Für Standorte an der Küste werden die Ergebnisse der Studien dieser SRI und die sich daraus ergebenden möglichen Änderungen im Abschnitt „*Besonderheiten des* Blocks“ dargestellt, da sie standortabhängig sind.

VAG: Meereswellen und Wellengang

Der ASN-Leitfaden Nr. 13 führt zu keiner wesentlichen Änderung hinsichtlich der Methode zur Charakterisierung des

Referenzpegels im Zusammenhang mit dieser SRI. Es ist jedoch zu beachten, dass die Auswirkungen dieser SRI stark vom gewählten Meeresspiegel abhängen (da sich Dünung und Wellengang auf den NMA-Pegel ausbreiten).

Für Standorte an der Küste werden die Ergebnisse der Untersuchungen zu dieser SRI und die sich daraus ergebenden möglichen Änderungen im Abschnitt „*Besonderheiten des* Abschnitts“ dargestellt, da sie standortabhängig sind.

CLA: Wellengang – Flussstandorte

Der ASN-Leitfaden Nr. 13 führt zu keiner wesentlichen Änderung hinsichtlich der Methode zur Charakterisierung des mit dieser SRI verbundenen Referenzniveaus.

Die Ergebnisse der Untersuchungen zu diesen SRI und die sich daraus möglicherweise ergebenden Änderungen werden im Abschnitt über die blockbezogenen spezifischen Untersuchungen dargestellt, da sie standortabhängig sind.

SEI: Seiche

Der ASN-Leitfaden Nr. 13 führt die Definition dieses Risikos ein. Das Risiko des Auftretens einer Seiche wird auf der Grundlage der verfügbaren Erfahrungswerte untersucht. Wird bei Küstenanlagen (Hafenbecken, Wasserentnahme- oder -ableitungskanäle) ein Risiko für das Auftreten einer Seiche festgestellt, wird dieses Phänomen bei der Berechnung des Referenzmeerspiegels berücksichtigt. Bislang wurde dieses Risiko im Rahmen der Erfahrungsauswertung (REX) nicht festgestellt.

➢ **Verhalten des volumetrischen Schutzes**

Im Rahmen des 4. RP 900 besteht das Ziel darin, zu überprüfen, dass differentielle Setzungen keine Auswirkungen auf die Waterstop-Dichtungsstreifen haben, und nachzuweisen, dass eine erdbebenbedingte Überflutung durch das Grundwasser keine Auswirkungen auf die Sicherheit der Fugenabdichtungen des volumetrischen Schutzes hat. Die Untersuchungen belegen die Unversehrtheit der durch unterschiedliche Setzungen beanspruchten Fugen an den Grenzen des volumetrischen Schutzes an den Standorten des CPY-Plateaus.

Ergänzend dazu hat EDF ein Untersuchungskonzept für beide Systeme (Waterstop-Bänder und Dichtungen vom Typ Dichtungsmasse) definiert, mit dem ein erdbebenbedingtes Überschwemmungsrisiko durch Wassersäulen verhindert werden kann, die durch den bei einem Erdbeben der Stufe SMS angenommenen Grundwasserspiegel entstehen. Diese Untersuchungen belegen die Unversehrtheit der Fugen an den Grenzen des volumetrischen Schutzes unter Erdbebenbelastung.

Es wurde eine generische Studie zur Wasserdichtigkeit von Fugendichtungsmassen nach einem Erdbeben durchgeführt, um die Ergebnisse der Laborversuche auf die verschiedenen in Kernkraftwerken verwendeten Dichtungsmassen zu übertragen. Diese Studie hat gezeigt, dass die Dichtungsleistung von *„Vollmass“-Elastomeren* und von Elastomeren, deren Dicke durch einen Fugenboden begrenzt ist, vor und nach seismischen Beanspruchungen ähnlich ist.

➢ **Schärfungsfaktor und Empfindlichkeit gegenüber der Bedienungszeit (WENRA)**

Die Analyse bezüglich des Aggravierungsfaktors und der Empfindlichkeit gegenüber der Reaktionszeit des Bedienpersonals wird im Abschnitt „Besonderheiten des Blocks“ vorgestellt.

Block-spezifischer Abschnitt 4 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

- *SRI PLU und DDOCE*

Block 4 des Kernkraftwerks Blayais ist hinsichtlich dieser SRI geschützt durch:

- die bestehenden Maßnahmen, die im Rahmen der Umsetzung der technischen Vorgaben der ASN nach dem Unfall von Fukushima eingeführt wurden, insbesondere die Änderung „Schutz vor externen Überschwemmungen durch direktes Überfluten der Plattform“ (PNPP1675) sowie durch Maßnahmen, die bereits in den

vorangegangenen Studien bereits berücksichtigt wurden;

- Die Betriebsvorschrift, die das Abschalten der Kondensator-Wasserumwälzpumpen (CRF) im Falle eines CRF-Bruchs im Maschinenraum bei Erkennung einer Wasserwelle im Kondensatorbecken (PNPE1335) vorsieht und im Rahmen der SRI DDOCE berücksichtigt wurde.
- Die Änderung „Behandlung der Bypässe des volumetrischen Schutzes in Blayais“ (PNRL1846), die im Rahmen der SRI PLU umgesetzt wird. Sie zielt darauf ab, das Risiko von Bypässen des volumetrischen Schutzes im Falle von „Regenfällen“ zu beseitigen. Die umgesetzte Lösung besteht darin, die Rohrleitungen, bei denen das Risiko eines Bypasses besteht, umzuleiten.

- *SRI RNP*

Diese SRI hat keinerlei Auswirkungen auf den Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais. Der Standort ist im Hinblick auf diese SRI durch den bestehenden volumetrischen Schutz abgesichert, dessen Maßnahmen bereits in früheren Studien berücksichtigt wurden.

- *SRI INT, VAG und NMA*

Der Standort Blayais an der Gironde-Mündung gilt als Küstenstandort. Daher fällt er unter diese SRI und wird durch den peripheren Schutz abgesichert. Die Änderungen PNPP1944 für den Teil der Deiche in den Marschgebieten und PNPE1280 für den Teil an der Gironde-Mündung ermöglichen es, die Anforderungen des ASN-Leitfadens Nr. 13 zu erfüllen. Die Risiken eines Bypasses des peripheren Schutzes werden ebenfalls im Rahmen der Änderungen PNPP1944 und PNPE1213 behandelt.

- *SRI, CGB, ROR und CLA*

Da sich der Standort Blayais an der Gironde-Mündung befindet, unterliegt er zwar einem fluvialen Einfluss, doch überwiegt der maritime Einfluss. Die Auswirkungen der hier betrachteten SRI sind geringer als die der SRI NMA und VAG.

Daher ist der Standort Blayais von diesen SRI nicht betroffen.

- *Erschwerender Faktor und Empfindlichkeit gegenüber der Reaktionszeit des Bedieners (WENRA)*

Die Berücksichtigung eines erschwerenden Faktors und der Empfindlichkeit gegenüber der Reaktionszeit des Bedienpersonals hat keine Auswirkungen auf die Anlage. Denn:

- Bei den in den Studien zur externen Überflutung berücksichtigten Einrichtungen zum Schutz vor Einwirkungen handelt es sich entweder um passive, nicht statische, vollständig mechanische Einrichtungen, die für ihre hohe Zuverlässigkeit bekannt sind, oder um mechanische Einrichtungen, die beim Eintreten dieser SRI (vorhersehbare Einwirkung) nicht betätigt werden müssen, oder um redundante aktive Einrichtungen.
- Die in den Studien zur externen Überflutung berücksichtigten Maßnahmen des Bedienpersonals sind ausschließlich vorbeugende Maßnahmen vor dem Auftreten der Einwirkung.

❖ **Fazit**

Die Studien im Zusammenhang mit der externen Hochwasserbelastung wurden gemäß dem ASN-Leitfaden Nr. 13, der die Berücksichtigung neuer Szenarien im Zusammenhang mit der externen Hochwasserbelastung ermöglicht, für das Kernkraftwerk Blayais durchgeführt. Der so verfolgte Ansatz sowie die identifizierten und umgesetzten materiellen und organisatorischen Maßnahmen gewährleisten die Robustheit des Blocks Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais gegenüber einer externen Überschwemmung.

Ergänzend dazu hat EDF im Rahmen der Umsetzung der technischen Vorgaben der ASN aus dem Jahr 2012 auch die volumetrischen Schutzvorrichtungen analysiert. Die durchgeführten Untersuchungen haben gezeigt, dass unterschiedliche Setzungen keine Auswirkungen auf die Waterstop-Streifen haben und dass eine durch das Grundwasser verursachte, erdbebenbedingte Überschwemmung keine Auswirkungen auf die Fugenabdichtungen des volumetrischen Schutzes hat.

Zusammenfassung des Zustands

des Blocks Änderungen:

- PNPE1213 „Abdichtung der Antriebswelle der Filtertrommel“,
- PNPE1280 „Erhöhung der Wellenbrecherwand“,
- PNPE1335 „Robustheit der automatischen Abschaltung des CRF gegenüber einer erdbebenbedingten Überschwemmung“,
- PNPE1355 „Seismische Verstärkung der dichten Trichter“,
- PNPP1675 „Schutz vor Extremhochwasser durch direkte Überflutung der Plattform“,
- PNPP1944 „Erhöhung des peripheren Schutzes gegen externe Überschwemmungen im Blayais“,
- PNRL1846 „Beseitigung von Risiken durch Umgehung des volumetrischen Schutzes“,
- PNRL1927 „Beseitigung der Risiken durch den Bypass des volumetrischen Schutzes“,

wurden im Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

2.2.1.5 Erdbeben

Allgemeiner Teil – Lagerung

❖ **Hintergrund und Gegenstand der Studien**

Die Berücksichtigung der seismischen Belastung bei der Auslegung der Anlagenkomponenten gewährleistet, dass die Sicherheitsfunktionen im Falle eines Erdbebens aufrechterhalten bleiben.

Der Erdbebenschutz der in Betrieb befindlichen Anlagen stützt sich auf verschiedene Konzepte:

- das historisch wahrscheinlichste Erdbeben (SMHV),
- das Sicherheitserhöhungsbeben (SMS),
- das Bemessungsspektrum (SDD).

Das SMS (Séisme Majoré de Sûreté) wird durch eine grundlegende Sicherheitsvorschrift (RFS) definiert. Es wird ausgehend vom stärksten historischen Erdbeben, dem historisch wahrscheinlichsten Erdbeben (SMHV) in der Region, unter Berücksichtigung zweier erheblicher Aufschläge festgelegt:

- die Lage des Epizentrums, die hinsichtlich ihrer Auswirkungen (in Bezug auf die Intensität) auf den Standort am ungünstigsten ist, dabei aber mit den geologischen und seismologischen Daten vereinbar bleibt,
- die epizentrale Intensität wird um 1 erhöht.

Das Auslegungsspektrum (SDD) ist das Erdbebenniveau, für das EDF die Gebäude und Anlagen des Kernkraftwerkskomplexes auslegt. Es wird durch ein Breitbandspektrum dargestellt, unabhängig von konkreten historischen Ereignissen. Das SDD ist ein „Stufen“-Konzept und umfasst somit das SMS jedes Standorts bereits in der Planungsphase.

Alle 10 Jahre werden die Kernkraftwerke einer regelmäßigen Überprüfung unterzogen, bei der die neuesten Erkenntnisse insbesondere hinsichtlich der Erdbebengefährdung berücksichtigt werden, sei es in Bezug auf die seismotektonische Einteilung oder auf die Merkmale historischer Erdbeben. Dies kann dann zu einer Abwärts- oder Aufwärtskorrektur der SMHV- und SMS-Spektren eines Standorts führen und in diesem Fall Verstärkungsmaßnahmen nach sich ziehen.

Das 4. RP 900 berücksichtigt die Neubewertung des Gefährdungsniveaus durch die Anwendung der RFS 2001-01 auf der Grundlage der neuesten wissenschaftlichen Erkenntnisse. Liegt das SMS-Niveau des Standorts deutlich über dem zuletzt begründeten Niveau, wird eine seismische Neubewertung der für das Erdbeben berechneten EIPS durchgeführt. Die

generischen Entwicklungen für alle Einwirkungen (vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1) werden ebenfalls berücksichtigt.

Der 4. RP 900 zum Thema Erdbeben umfasst die Berücksichtigung:

- des aktuellen Stands der Erkenntnisse bei der Definition der an den Standorten zu berücksichtigenden seismischen Bewegungen in Übereinstimmung mit der RFS 2001-01,
- der Weiterentwicklungen bei den Berechnungs- und Modellierungsmethoden,
- der Erkenntnisse aus den internationalen Erfahrungen mit Erdbeben (Kashiwazaki-Kariwa 2007).

Es sei darauf hingewiesen, dass EDF auch bestimmte indirekte Auswirkungen des Erdbebens untersucht (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1.4).

❖ **Zusammenfassung der Studien**

➢ **Seismische Neubewertung gemäß der RFS 2001-01**

Die Umsetzung der RFS 2001-01 im Rahmen des 4. RP 900 basiert auf:

- der Aktualisierung der seismologischen Erkenntnisse (seismotektonische Zoneneinteilung, Charakterisierung der Verwerfungen usw.);
- der Verbesserung der Erkenntnisse zur historischen Seismizität unter Berücksichtigung einer Aktualisierung der historischen Daten aus der Datenbank SisFrance 2012.

Die Umsetzung dieser Entwicklungen führte zur Erstellung neuer seismischer Bodenspektren, die im Rahmen des 4. RP 900 anzuwenden sind.

Die Ergebnisse der Untersuchung dieser seismischen Neubewertungen und die sich daraus ergebenden möglichen Änderungen sowie der aktuelle Wissensstand hinsichtlich der Identifizierung aktiver Verwerfungen im Umfeld der Kernkraftwerke und des Vorhandenseins besonderer Standortwirkungen sowie etwaige Programme für ergänzende Untersuchungen werden im Abschnitt über die spezifischen Blockstudien dargestellt, da diese standortabhängig sind.

➢ **Berücksichtigung internationaler Erfahrungswerte**

Die Berücksichtigung internationaler Erfahrungen schlägt sich beim 4. RP 900 in der Einbeziehung der Erfahrungen aus dem Erdbeben vom 16. Juli 2007 in den Blöcken von Kashiwasaki-Kariwa in Japan (7 Blöcke vom Typ BWR), das insbesondere den Brand eines Hilfstransformators in einem Block und das Überlaufen des Brennelement-Lagerbeckens in allen Blöcken zur Folge hatte.

In Fortsetzung der Studien zum 3. RP 1300 haben die Erkenntnisse aus den Erfahrungen mit diesem Ereignis EDF dazu veranlasst, im Rahmen des 4. RP 900 Folgendes durchzuführen:

- Eine Sicherheitsanalyse eines Brandes eines Transformators von beträchtlicher Größe für 900-MWe-Standorte, die zu dem Schluss kam, dass ein solcher Brand Auswirkungen auf die Wand des Maschinenraums und möglicherweise auf die darin befindlichen Anlagen haben könnte. Die funktionale Analyse des Ausfalls der im Maschinenraum befindlichen EIPS infolge eines Brandes ergab akzeptable Auswirkungen auf die Sicherheit.
- Eine Abschätzung der Volumina des Brennelementbeckens, die bei einem Erdbeben überlaufen könnten, ergab, dass die über die Beckenwände hinausfließenden Volumina sehr begrenzt und für die Brennelementbecken der CPY-Stufe akzeptabel sind.
- Eine Analyse der Berücksichtigung von Wellenwirkungen auf die Ausrüstung des BR-Beckens und des Brennelementbeckens hat eine gute Auslegung aller betroffenen Ausrüstungsteile gezeigt:
  - die Türen und Dammwände des BR-Beckens und des Brennelementbeckens,

- die im BR befindliche Beladevorrichtung,
- die Transfervorrichtungen im BR-Becken und im Brennstoffbecken,
- der Senkmechanismus im Brennstofflagerbecken,
- die Laufbrücke im Brennstofflagergebäude.

Die von EDF durchgeführte Analyse des Vorfalls von Kashiwazaki-Kariwa zeigt das einwandfreie Verhalten der Anlagen der 900-MWe-Baureihe.

➢ **Empfindlichkeit gegenüber erschwerenden Faktoren und Bedienungsverzögerungen (WENRA)**

Diese aus den WENRA-Referenzwerten resultierenden Empfindlichkeiten (vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1) haben keine Auswirkungen auf dieses Thema, da:

- die aktiven Systeme, die zum Erreichen und Aufrechterhalten eines sicheren Zustands erforderlich sind, sind konstruktionsbedingt redundant und für Erdbeben ausgelegt (was jede zusätzliche Analyse überflüssig macht),
- das Erdbeben an sich erfordert keine Maßnahmen des Betreibers, um die Aufrechterhaltung der für die Sicherheit der Anlage erforderlichen Strukturen, Systeme und Komponenten (SSC) zu gewährleisten.

➢ **Verdichtung bestimmter Kabelkanäle**

Aufgrund der Hinzufügung von Kabeln in bestimmten Kabelkanälen infolge der Installation neuer Anlagen führt EDF bei Bedarf eine Erdbebenverstärkung der betroffenen Kabelkanäle durch, um dem durch diese Kabel verursachten zusätzlichen Gewicht Rechnung zu tragen (PNPE1191). Diese Verstärkung ist nicht auf die Neubewertung des Erdbebenrisikos zurückzuführen.

➢ **Erdbebenereignis**

Aufgrund neuer Erkenntnisse zum mechanischen Verhalten des Schornsteins des BAN auf der CPY-Ebene (Berechnungsmethode und Materialeigenschaften) stellt EDF fest, dass dieses Bauwerk erdbebensicher verstärkt werden muss, um zu verhindern, dass es im Falle eines Einsturzes die EIPS beschädigt (PNPE1323). Diese Verstärkung ist nicht auf die Neubewertung des Erdbebenrisikos zurückzuführen.

Spezifischer Teil zu Block 4 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

❖ **Seismische Neubewertung gemäß RFS 2001-01**

Das SMS der 4. Ausbaustufe von Blayais überschreitet das SMS der 3. Ausbaustufe von Blayais oberhalb von 1 Hz, bleibt jedoch durch das EDF-Auslegungsspektrum von 0,2 g abgedeckt (abgesehen von einer begrenzten Überschreitung, die keine Auswirkungen auf die für dieses Erdbebenniveau ausgelegten Bauwerke hat).

Die Überschreitung des SMS der 3. RP von Blayais durch das SMS der 4. RP von Blayais erfordert die Durchführung von Auswirkungsstudien an den Strukturen, die auf der Ebene SMS VD3 begründet wurden, insbesondere an den SSC der Kaltquelle sowie am Maschinenraum.

Die durchgeführten Untersuchungen zeigen, dass die seismischen Neubewertungen der Stufe VD4 für den Standort Blayais keine Auswirkungen auf die nach SDD ausgelegten sicherheitsrelevanten Komponenten haben, mit Ausnahme der SEC-Rohrleitungen.

❖ **Charakterisierung der Verwerfungen rund um das Kernkraftwerk Blayais und dazugehöriger Aktionsplan**

Der Standort Blayais liegt im nordwestlichen Teil des Aquitanischen Beckens. Dabei handelt es sich um ein küstennahes, ozeanumgebendes Becken, das im Norden und Nordosten vom Armorikanischen Massiv und der Poitou-Schwelle, im Osten vom Zentralmassiv, im Südosten von der Montagne Noire und im Süden von den Pyrenäen begrenzt wird.

In einem Umkreis von 25 km um den Standort sind keine größeren Verwerfungen kartiert, die Bewegungen im Quartär (seit 2 Ma) aufweisen. Auf den geologischen Karten im Maßstab 1:50.000 sind lediglich Verwerfungen mit geringer Ausdehnung (einige Kilometer) zu verzeichnen, die in Richtungen von N110° bis N140° und N35° bis N45° verlaufen und maximale Verschiebungen zwischen 15 und 20 m am Oberkante des Eozäns (34 Ma) aufweisen, die sich am Rande des Couquèques-Doms (nordwestlich des Standorts) und südöstlich des Standorts in der Region Eyrans befinden.

In einem Umkreis von 25 km um den Standort Blayais sind keine vom Néopal-Ausschuss validierten neotektonischen Hinweise verzeichnet, und in der Datenbank potenziell aktiver Verwerfungen ist keine Verwerfung erfasst.

In den letzten 50 Jahren wurden in der Umgebung des Standorts Blayais nur sehr wenige Erdbeben registriert. Im FCAT17-Katalog sind sechs Erdbeben in einem Umkreis von 25 km um den Standort verzeichnet, davon drei mit einer Mw-Magnitude von mehr als 2,5, wobei der höchste Mw-Wert bei 2,7 liegt.

Die bemerkenswerteste seismische Aktivität befindet sich südöstlich von Bordeaux und betrifft die historische Erdbebenserie in der Region Entre-Deux-Mers. Unter ihnen ist insbesondere das Erdbeben von Entre-Deux-Mers aus dem Jahr 1759 (Io = VII bis VII–VIII MSK) zu erwähnen. Diese historischen Erdbeben von Entre-Deux-Mers liegen in der südlichen Verlängerung des für die Dronne-Verwerfung vorgeschlagenen Verlaufs, 45 km vom Standort Blayais entfernt.

EDF hat einen schrittweisen Ansatz zur Analyse der Verwerfungen entwickelt, der auf Literaturrecherchen, unterirdischer Geophysik, Feldgeologie, morphostrukturellen Untersuchungen und Datierungen sowie auf Paläoseismologie basiert, um die Verwerfungen hinsichtlich ihrer Geometrie in der Tiefe und des Zeitpunkts der letzten Bewegung besser zu charakterisieren. Die Untersuchungsreihe beginnt auf der Grundlage der verfügbaren Daten und wird beendet, sobald die Ergebnisse einer Untersuchung Rückschlüsse auf die Aktivität der Verwerfung zulassen. Dieser Ansatz wurde (unter Verwendung von Daten aus der Erdölseismik) an sechs Pilotstandorten eingeführt. Nach dem Erdbeben von Le Teil am 11.11.2019 wird er nun am Standort Cruas in vollem Umfang umgesetzt.

Der aktuelle Wissensstand deutet auf eine sehr geringe Seismizität sowie das Fehlen potenziell aktiver Verwerfungen (gemäß der Datenbank potenziell aktiver Verwerfungen – BDFA) und neotektonischer Anzeichen im Umkreis von 25 km um den Standort Blayais hin. Der Standort Blayais wird daher von EDF nicht zu den Anlagen gezählt, die zusätzliche Untersuchungen zu Verwerfungen erfordern.

❖ **Zusammenfassung des Wissensstands zu standortbedingten Auswirkungen**

Der Standort Blayais ruht auf einer mesozoischen und anschließend känozoischen Sedimentserie mit einer quartären Schwemmlandabdeckung von durchschnittlich 19 m Mächtigkeit. Die am Standort durchgeführten Cross-Hole-Messungen, die in der Mitte des Ypresiums endeten, zeigen durchschnittliche Ausbreitungsgeschwindigkeiten der Scherwellen, die mit der Tiefe zunehmen (zwischen 300 m/s an der Oberfläche und 500 m/s bei -103 NGF), abgesehen von vereinzelten steileren Bänken mit hohen Geschwindigkeiten (492 m/s bei -26,5 NGF und 900 m/s bei -112 NGF). Gemäß der RFS 2001-01 kann davon ausgegangen werden, dass diese geologische Konfiguration einen besonderen Standorteffekt hervorrufen kann und eine spezifische Untersuchung erfordert.

So führte EDF eine numerische Standortantwortanalyse durch, bei der Unsicherheiten hinsichtlich der Daten und Bodenmodelle berücksichtigt wurden und bei der Akzelerogramme verwendet wurden, die für die deterministischen Spektren der für die vierte Standortüberprüfung (VD4) ausgewählten SMS repräsentativ sind. Bei dieser Überprüfung werden zwei SMS berücksichtigt: das vom 10.08.1759 (I0=VII) und das vom 25.01.1799 (I0=VII-VIII). Die Ergebnisse der numerischen Modellierungen in dieser Studie haben gezeigt, dass für den Standort Blayais unter der SMS-Belastung VD4 kein besonderer Standorteffekt vorliegt.

Schließlich hat EDF zusätzlich zu dem seit dem 25. Juli 2012 vorhandenen Beschleunigungssensor am 26. Juli 2018 ein Geschwindigkeitsmessgerät am Standort Blayais installiert. Diese Maßnahme ist Teil der Verpflichtung von EDF, alle Standorte des Kraftwerksparks mit seismischen Messsensoren auszustatten – eine Verpflichtung, die 2020 erfüllt wurde.

Diese im freien Gelände installierten seismischen Stationen werden es langfristig ermöglichen, je nach seismischer Aktivität die Reaktion des Standorts zu bestätigen.

❖ **Fazit**

Alle im Rahmen des 4. RP 900 durchgeführten Analysen ermöglichen die Einhaltung der RFS 2001-01 und gewährleisten die Erdbebensicherheit des Kernkraftwerks Blayais unter Berücksichtigung des aktuellen Stands der Erkenntnisse in diesem Bereich.

Zusammenfassung des Zustands

des Reaktorblocks Änderungen:

- PNPE1049 „Robustheit des SMS bei Brandschutztüren“,
- PNPE1191 „Erdbebensicherung der Kabeltrassen“,
- PNPE1220 „Verstärkung der Halterungen an Kaltquellensystemen zur Erdbebensicherheit“,

wurden am Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPE1323 „Verstärkung des BAN-Schornsteins für SMS, Starkwind und Tornado EF2“ wird am Block 4 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration spätestens in Phase B des 4. RP 900 vorgesehen ist.

Die Änderung PNPE1377 „Verstärkung der Widerstandsfähigkeit der Entlüftungsvorrichtung des U5-Behälters bei einem Erdbeben der Stufe SMS“ wird am Block 4 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration unter Einhaltung der Fristen von [AG-C-II] vorgesehen ist.

2.2.1.6 Kollisionen und Stürze von Last

Allgemeiner Teil: Lagerung

❖ **Hintergrund und Gegenstand der Untersuchungen**

Diese Ereignisse werden wie folgt definiert:

- „*Kollision*“: Aufprall der Last auf eine Ausrüstung, eine Konstruktion oder ein Gebäude während ihrer Bewegung im Rahmen der Handhabung durch ein Arbeitsgerät,
- „*Laststurz*“: Verlust der Fähigkeit, die Höhe der Last während ihres Transports entlang einer vertikalen Achse zu kontrollieren.

Die Berücksichtigung dieses Risikos basiert im Wesentlichen auf folgendem Ansatz:

- die Identifizierung der Förderzeuge, die bei der Handhabung der Last EIPS gefährden können, die Analyse der bestehenden materiellen oder organisatorischen Vorkehrungen an den betreffenden Förderzeugen, die es ermöglichen, das Risiko auszuschließen oder zu verhindern,
- die Identifizierung potenziell betroffener Ziele durch eine Kollision oder einen Laststurz während des Transports,
- die funktionale Analyse des Ausfalls der identifizierten Ziele, um mögliche Auswirkungen auf die Sicherheitsanforderungen zu untersuchen. Gegebenenfalls kann eine radiologische Folgenanalyse in Betracht gezogen werden,
- und bei Bedarf können technische oder organisatorische Gegenmaßnahmen ergriffen werden (Risikoprävention oder Schutz des Ziels).

❖ **Zusammenfassung der Studien**

Die Zusammenfassung der durchgeführten Studien ist in den folgenden Tabellen dargestellt:

Kernkraftwerksblock CPY		
Gebäude	***Art der Sprengkörper***	***Zusammenfassungen der Studien***
Reaktorgebäude (BR)	**Polarkran**	Unter Berücksichtigung der Zuverlässigkeitsstudien zur Haupthebevorrichtung der Polbrücke, der Funktionsanalysen an den Zielen, über die die 10-t- und 5-t-Hebevorrichtungen fahren, sowie der für diese Hebevorrichtungen vorgesehenen besonderen Bestimmungen, insbesondere: • Verbot des Überflugs des Reaktorbehälters durch die 10-t-Hebevorrichtung, • Verbot des Betriebs des 5-Tonnen-Hubs über dem Reaktorbehälter, ist das Risiko eines Lastabwurfs, der die Sicherheit des Reaktorblocks gefährden könnte, ausgeschlossen. Ebenso ist aufgrund der Konstruktion der Kranbrücke (begrenzte Geschwindigkeiten der horizontalen Bewegungen, keine Gleichzeitigkeit von vertikalen und horizontalen Bewegungen) und der getroffenen organisatorischen Maßnahmen das Risiko einer Lastkollision, die die Sicherheit des Reaktorblocks gefährden könnte, ausgeschlossen. Was den Haupthub betrifft, so zeigen die durchgeführten Robustheitsanalysen hinsichtlich des Herabfallens schwerer Lasten, dass keine inakzeptablen Folgen für die Anlage zu erwarten sind.
	Lademaschine	Im Normalbetrieb werden Präventionsmaßnahmen und aktive Vorrichtungen gegen das Risiko eines Laststurzes und einer Kollision eingesetzt, um innerhalb der Grenzen des Unfalls der 4-Kategorie *„Unfall beim Umgang mit* Brennelementen“ zu bleiben. Die Folgen einer möglichen Kollision oder eines Laststurzes sind durch diesen Unfall der 4-Kategorie abgedeckt.
	Hebezeuge	Die Funktionsanalyse des Ausfalls der EIPS, die potenziell von einer Kollision oder einem Laststurz betroffen sein könnten, belegt das Nichtvorhandensein eines Risikos hinsichtlich der mit dieser Einwirkung verbundenen Sicherheitskriterien.
Brennstoffgebäude (BK)	**Hilfsbrücke**	Die Ergebnisse der Funktionsanalysen, die an den EIPS durchgeführt wurden, die potenziell von einer Kollision und einem Laststurz betroffen sind, stellen den Sicherheitsnachweis nicht in Frage.
	Schwerlastbrücke	Die Ergebnisse der Funktionsanalysen an den EIPS, die potenziell von einer Kollision betroffen sind, sowie die Zuverlässigkeitsstudien im Zusammenhang mit der Untersuchung des Lastabwurfs stellen den Sicherheitsnachweis nicht in Frage.
	Laufsteg	Im Normalbetrieb werden sowohl Präventionsmaßnahmen als auch aktive Einrichtungen zum Schutz vor Kollisionsrisiken oder herabfallenden Lasten berücksichtigt, um die Häufigkeit unter dem Wert für Unfälle der 4-Kategorie *„Unfälle beim Umgang mit* Brennstoff“ zu halten. Die Folgen einer möglichen Kollision oder eines herabfallenden Lasten sind durch diesen Unfall der 4-Kategorie abgedeckt.
	Abseilgerät	Die möglichen Folgen eines Lastabwurfs werden durch den Unfall der 4-Kategorie *„Unfall beim Umgang mit Brennstoff“* abgedeckt
	Umschlagvorrichtung	Die Folgen einer möglichen Kollision oder eines Lastabwurfs werden durch den Unfall der 4-Kategorie *„Unfall beim Umgang mit Brennstoff“* abgedeckt
	Hebezeuge	Die Funktionsanalyse des Ausfalls der EIPS, die potenziell von einer Kollision oder einem Laststurz betroffen sein könnten, belegt das Nichtvorhandensein eines Risikos hinsichtlich der mit dieser Einwirkung verbundenen Sicherheitskriterien.

Kernkraftwerksblock CPY		
Gebäude	***Art der Anlagen***	***Zusammenfassungen der Studien***
Gebäude für nukleare Hilfsanlagen (BAN)	**Verschiedene Anlagen**	Die Funktionsanalyse des Ausfalls der EIPS, die potenziell von einer Kollision oder einem Laststurz betroffen sein könnten, belegt das Nichtvorhandensein eines Risikos hinsichtlich der mit dieser Beanspruchung verbundenen Kriterien.
Peripheriegebäude (BW)	**Verschiedene Anlagen**	Die Funktionsanalyse des Ausfalls der EIPS, die potenziell von einer Kollision oder einem Laststurz betroffen sein könnten, belegt, dass hinsichtlich der mit dieser Beanspruchung verbundenen Kriterien kein Risiko besteht, sofern organisatorische Vorkehrungen getroffen werden.
Dieselgebäude	**Verschiedene Anlagen**	Die Funktionsanalyse des Ausfalls der EIPS, die potenziell von einer Kollision oder einem Laststurz betroffen sein könnten, belegt das Nichtvorhandensein eines Risikos hinsichtlich der mit dieser Beanspruchung verbundenen Kriterien.

Anmerkung: Im Elektroraum gibt es kein Paar aus „Fördergerät“ und „Sicherheitsziel im Bereich einer Kollision oder eines Lastabwurfs“, daher ist dieser Raum nicht Gegenstand spezieller Untersuchungen.

Konventionelle Insel der CPY-Stufe		
Gebäude	***Art der Geräte***	***Zusammenfassung der Studien***
Pumpstation / Ableitbauwerk / klassifizierte Stollen des SEC	**Verschiedene Maschinen**	Die Funktionsanalyse belegt, dass bei Einhaltung organisatorischer Vorkehrungen kein Risiko hinsichtlich der mit dieser Einwirkung verbundenen Kriterien besteht.

❖ Ergänzende Studien

Zuverlässigkeitsstudie für Hebezeuge:

Der Sicherheitsnachweis für Handhabungs- und Hebevorgänge basiert auf einem im Wesentlichen deterministischen Ansatz, der für jedes Hebezeug angewendet wird. Sie umfasst insbesondere eine Analyse eines Unfalls beim Umgang mit Brennelementen (Unfall der Kategorie 4) (äußerst unwahrscheinlich), bei der der hypothetische Sturz eines Brennelementbündels im Lagerbecken des Reaktorgebäudes oder des Brennelementgebäudes (neue oder bestrahlte Brennelementbündel) oder auf der Ebene, auf der die neuen Brennelementbündel im Brennelementgebäude für den Umgang mit Brennelementen gelagert werden, berücksichtigt wird. Ergänzend dazu tragen Zuverlässigkeitsstudien dazu bei, die Auslegung bestimmter Transportvorrichtungen (Schwerlastkran BK, Polarkran BR…) zu begründen, angesichts des Risikos eines Lastabwurfs, der zu radioaktiven Freisetzungen oder zur Beschädigung von Sicherheitsausrüstung führen könnte.

Im Rahmen des 4. RP 900 wurden die Zuverlässigkeitsstudien erneut durchgeführt und belegen die Qualität der Auslegung, der Fertigung, der Betriebsprüfungen und des Betriebs des Polarkrans und des Schwerlastkrans.

Aufgrund der Ergebnisse kann das Risiko eines Lastabwurfs als vernachlässigbar angesehen werden.

Herabfallen einer Transportverpackung mit Brennelementen in die Beladungsgrube des BK:

Es wurden Untersuchungen zur Bewertung der Folgen eines solchen Szenarios durchgeführt. Ziel war es, die mechanische Integrität des Brennelementbeckens und der wichtigsten Bestandteile der Verpackung zu überprüfen. Die Ergebnisse zeigen, dass diese weiterhin gewährleistet ist.

Längerer Stillstand einer mit abgebranntem Brennstoff beladenen Transportverpackung:

Ergänzend zu den im Rahmen des 3. RP 1300 angeforderten Studien und den nach dem Unfall von Fukushima durchgeführten ergänzenden Sicherheitsbewertungen wurden Untersuchungen zu den Risiken eines solchen Szenarios beim Transport der Verpackung zwischen der Beladungsgrube und der Vorbereitungsgrube durchgeführt. Diese Studien zeigen, dass keine Auswirkungen auf die Integrität der Brennelemente bestehen.

Sturz einer „*schweren*“ Last im Reaktorgebäude (BR):

Die Polbrücke ist hinsichtlich des Risikos eines Laststurzes auf ein hohes Maß an Zuverlässigkeit ausgelegt. Darüber hinaus gewährleisten geeignete Verfahren und Betriebsvorschriften dieses hohe Maß an Zuverlässigkeit.

EDF hat jedoch eine Robustheitsstudie hinsichtlich der mechanischen und thermohydraulischen Folgen von Laststürzen durchgeführt, die als „Hüllfall“ eingestuft wurden (potenzieller Aufprall auf den Reaktorbehälter, beladener Reaktorkern) und über den Auslegungsbereich hinausgehen (Restrisiko).

Die mechanische Studie kommt zu dem Schluss, dass die Integrität der vom Fall betroffenen Komponenten erhalten bleibt. Die thermohydraulische Studie zeigt, dass die Kühlung des Reaktorkerns auch im ungünstigsten Fall eines Bruchs am Deckel infolge eines Sturzes der Raketenabwehrplatte während der Abschaltung des Reaktors aufrechterhalten bleibt.

❖ **Fazit**

Die durchgeführten Untersuchungen zeigen eine gute Widerstandsfähigkeit der CPY-Stufe gegenüber dieser Einwirkung. Tatsächlich:

- sowohl technische als auch organisatorische Vorkehrungen ermöglichen es, das Risiko einer Kollision oder eines Laststurzes in einer Reihe von Situationen zu verhindern,
- sollte das Ereignis einer Kollision oder eines Laststurzes durch die vorhandenen aktiven Einrichtungen nicht verhindert werden können, zeigen die Untersuchungen, dass die Folgen des Ereignisses durch die Ergebnisse der Untersuchung zum Brennstoffhandhabungsunfall abgedeckt wären, die die zulässigen Grenzwerte für Unfälle der Kategorie 4 einhalten,
- In der Analyse der Folgen der Einwirkungen durch Kollision und Laststurz werden keine Bedienerhandlungen berücksichtigt.

Spezifischer Teil zu Block 4 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Blayais weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Es gibt keine Änderungen zu diesem Thema beim Block 4 des Kernkraftwerks Blayais

2.2.1.7 Elektromagnetische Störungen (EMI) – interne

Allgemeiner Teil „Palier“

❖ **Hintergrund und Gegenstand der Untersuchungen**

Elektromagnetische Störungen werden als „*intern*“ bezeichnet, wenn die elektromagnetischen Störungen innerhalb des Geländes der kerntechnischen Anlage (INB) erzeugt werden. Die an einem Produktionsstandort zu berücksichtigenden Quellen elektromagnetischer Störungen stehen hauptsächlich im Zusammenhang mit menschlichen oder industriellen Aktivitäten. Das Risiko elektromagnetischer Störungen (EMS) besteht, wenn ein Gerät elektromagnetischen Störungen ausgesetzt ist, für die es nicht ausgelegt ist. Die Folge einer elektromagnetischen Störung kann ein vorübergehender (z. B. fehlerhafte Informationen, flüchtige Störungen usw.) oder dauerhafter (z. B. Zerstörung von Bauteilen, Auslösen von Schutzvorrichtungen usw.) Ausfall des Geräts sein.

Auch allgemeine Entwicklungen in Bezug auf alle Arten von Stör Einflüssen werden berücksichtigt. Der für bestehende Anlagen vorgeschlagene Ansatz bestand darin:

- Analyse der Betriebserfahrungen hinsichtlich der an den Standorten des Palier CPY auftretenden elektromagnetischen Störungen,
- die Konstruktions- und Installationsvorschriften für EIPS zu analysieren, die einem Risiko durch interne elektromagnetische Störungen ausgesetzt sind, insbesondere jene, die es ermöglichen, die Kopplungsmodi zwischen den
  „*störenden*“ und „*empfindlichen*“ Anlagen zu verringern,
- Analyse der von den Kernkraftwerken angewandten Betriebsvorschriften zur Begrenzung der Quellen elektromagnetischer Störungen, insbesondere derjenigen, die durch menschliche Aktivitäten verursacht werden.

Bei neuen Anlagen stützte sich der Nachweis auf eine Analyse aller geltenden Anforderungen hinsichtlich Auslegung, Qualifizierung und Installation.

❖ **Zusammenfassung der Studien**

Die im Rahmen des 4. RP 900 durchgeführte Analyse ermöglicht es, die Wirksamkeit der auf der CPY-Stufe angewandten Maßnahmen hinsichtlich des Risikos interner elektromagnetischer Störungen zu überprüfen; sie kommt zu folgendem Ergebnis:

- keine Gleichtaktstörungen in den Systemen, die für die Rückführung in einen sicheren Zustand und dessen Aufrechterhaltung erforderlich sind,
- keine Empfindlichkeit der elektrischen Informationsverarbeitungssysteme (EIPS) aufgrund der angewandten Konstruktions- und Installationsvorschriften (im Einklang mit ihrer elektromagnetischen Umgebung), wodurch eine angemessene physikalische und elektrische Trennung zwischen „*störenden*“ und „*empfindlichen*“ Geräten gewährleistet ist,
- die Beherrschung der mit menschlichen Aktivitäten verbundenen Risiken durch die Anwendung einer internen Vorschrift, die die Nutzung drahtloser Telekommunikationsmittel innerhalb der Kernkraftwerke einschränkt.

Allgemeiner gesagt ermöglicht die Anwendung der Konstruktions- und Installationsvorschriften sowie der Anforderungen zur EMV-Validierung (Elektromagnetische Verträglichkeit) entsprechend den elektromagnetischen Umgebungen, sich vor den Risiken elektromagnetischer Störungen zu schützen und die Einhaltung der Sicherheitsanforderungen zu gewährleisten.

➢ **Empfindlichkeit gegenüber dem Verschärfungsfaktor und der Bedienungsverzögerung (WENRA)**

Diese aus den WENRA-Referenzwerten resultierenden Empfindlichkeiten (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1) haben keine Auswirkungen auf diese Störquelle:

- Es ist kein aktives Gerät am Schutz vor internen elektromagnetischen Störungen beteiligt,
- es sind keine Bedienungsmaßnahmen zum Schutz vor internen elektromagnetischen Störungen erforderlich.

❖ **Fazit**

Der Schutz vor elektromagnetischen Störungen der Geräte und Systeme, die für die Rückführung und Aufrechterhaltung des Reaktors in einem sicheren Zustand erforderlich sind, basiert auf einer Reihe von Auslegungsmaßnahmen, die es ermöglichen:

- die elektromagnetischen Kopplungsmodi zwischen „*störenden*“ und „*empfindlichen*“ Geräten zu reduzieren,
- den Einfluss von leitungsgebundenen und abgestrahlten elektromagnetischen Störquellen auf die EIPS zu begrenzen, die einem Risiko durch interne elektromagnetische Störungen ausgesetzt sind.

Die Auswertung der bestehenden Auslegungs- und Organisationsmaßnahmen sowie der Betriebserfahrungen (REX) ermöglicht es, die Robustheit der Anlagen der CPY-Stufe gegenüber den betrachteten elektromagnetischen Störungen sicherzustellen.

Blockspezifischer Teil 4 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Blayais weist keine Besonderheiten hinsichtlich des „Palier“-Zustands auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Es gibt keine Änderungen zu diesem Thema beim Block 4 des Kernkraftwerks Blayais.

2.2.1.8 Große Heiß

Allgemeiner Teil „Palier“

❖ **Hintergrund und Gegenstand der Studien**

Im Rahmen des 4. RP 900 hat sich EDF verpflichtet, die Schutzanforderungen in Bezug auf die „*Große* Heißbereiche“ für die Baureihe CPY zu überprüfen, wobei insbesondere die neuesten Erkenntnisse aus der Klimabeobachtung sowie die Erfahrungen aus der laufenden Umsetzung der Änderungen auf der Grundlage der für das 3. RP 900 geltenden Anforderungen berücksichtigt werden.

Die Schutzanforderungen hinsichtlich „Hitzewellen“ für das CPY-Kraftwerk wurden nach den Hitzewellen der Sommer 2003 und 2006 erarbeitet. Die Untersuchungen zielen darauf ab, den Schutz nachzuweisen – sowohl bei maximalen Dauertemperaturen von Luft und Wasser, die im Vergleich zu den bei der ursprünglichen Auslegung der Anlage zugrunde gelegten Werten neu bewertet wurden (Neudimensionierung), als auch bei vorübergehenden Überschreitungen dieser Temperaturen (Hitzewelle):

- für alle EIPS im Normalbetrieb,
- der Ausrüstung, die einerseits erforderlich ist, um den Reaktorblock in einen sicheren Abschaltzustand zu versetzen und dort zu halten, und andererseits, um die radiologischen Folgen in den anderen Situationen des Auslegungsbereichs zu begrenzen.

Im Rahmen des 4. RP 900 sind die von EDF angestrebten Ziele zur Verbesserung der Sicherheit im Hinblick auf *„extreme Hitzewellen“* folgende:

- die Analyse der neuesten Erkenntnisse aus der Klimabeobachtung im Hinblick auf die in den Studien zugrunde gelegten Temperaturwerte,
- die Einbeziehung der Erfahrungen aus der Prüfung des Änderungsantrags *„Grands Chauds“, der* für die CPY-Generatorstufe durchgeführt wurde.

Im Rahmen der Überprüfung der Konformität der Anlagen stellt EDF darüber hinaus sicher, dass die an den Standorten gemessenen Lüftungsdurchsätze mit den in den thermischen Studien zugrunde gelegten Annahmen übereinstimmen (vgl. Teil I – Kapitel 1 – Abschnitt 4). Die generischen Entwicklungen in Bezug auf alle Belastungen (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1) werden ebenfalls berücksichtigt.

❖ **Vorgehensweise**

➢ **<u>Berücksichtigung der neuesten Erkenntnisse aus der Klimabeobachtung</u>**

Die zweite von EDF im Jahr 2013 durchgeführte Klimabeobachtungsrunde zum Start der Studien im Rahmen der Überprüfung kommt zu dem Schluss, dass die Neubewertungen der Luft- und Wassertemperaturen unter Berücksichtigung methodischer Entwicklungen und der Ergebnisse der Klimabeobachtung, die den Zeitraum 2009–2012 umfassen, die im Referenzsystem „Grands Chauds“ berücksichtigt wurden, nicht in Frage stellen.

In Anwendung der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [AGR-A] hat EDF in seinem Referenzsystem *„Grands* Chauds“ mit der Hitzewelle verbundene Extremtemperaturen TE und T_{min4} festgelegt. Diese wurden unter Berücksichtigung folgender Kriterien definiert:

- einer jährlichen Überschreitungshäufigkeit von höchstens 10^{-2} (Obergrenze des 70-prozentigen Konfidenzintervalls), die die klimatische Entwicklung bis zur nächsten periodischen Überprüfung berücksichtigt. Diese klimatische Entwicklung berücksichtigt die Klimatrends einer für den Standort relevanten Region

[4] *TE steht für „außergewöhnliche Temperatur“ (Température Exceptionnelle) und bezeichnet die maximale Lufttemperatur, die bei der Bewertung der Hitzewellenbelastung berücksichtigt wird. Tmin ist die tägliche Mindestlufttemperatur, die bei der Bewertung der Hitzewellenbelastung berücksichtigt wird.*

;

- die Grenzwerte aus den für den Standort relevanten Erfahrungswerten.

Die Berücksichtigung dieses Referenzrahmens bei den Reaktoren erfolgt im Einklang mit der Einteilung der konzeptionellen Änderungen VD4 900.

➢ **Vorgehensweise zur Überprüfung der Anforderungen**

Die Untersuchungen zum Bereich „*Luft*“ umfassen:

- die Umgebungsbedingungen in den Räumen durch Berechnungen unter Berücksichtigung der im 4. RP 900 neu bewerteten Außentemperatur zu ermitteln,
- Vergleich der ermittelten Temperaturen mit den maximal zulässigen Temperaturen der einzelnen EIPS,
- Vergleich der ermittelten Temperaturen mit den maximal zulässigen Temperaturen der Anlagen der Lüftungs- und Kaltwassererzeugungssysteme, die in den thermischen Studien berücksichtigt wurden,
- die erforderlichen Maßnahmen festzulegen, um die von „Grands Chauds“ geforderten Funktionen sicherzustellen, falls die erreichte Temperatur zu hoch ausfällt.

Im Sonderfall von Anlagen, die im Freien installiert sind oder in direktem Kontakt mit der Außenumgebung stehen, besteht die Überprüfung darin, ihre zulässigen Temperaturen direkt mit den Außenlufttemperaturen zu vergleichen, wobei gegebenenfalls der Einfluss der Sonneneinstrahlung zu berücksichtigen ist.

Ergänzend dazu hat EDF gemäß der von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [AGR-B] die Verfügbarkeit der für die Bewältigung von Situationen eines vollständigen Ausfalls der Stromversorgung (externe Stromversorgung und Hauptnotstromaggregate) erforderlichen Anlagen nachgewiesen, die einen Reaktor oder alle Reaktoren eines Standorts betreffen, und zwar für die „Langzeit“-Außentemperatur (TLD) gemäß dem Referenzsystem „*Grands* Chauds“, und hat zu diesem Zweck die folgenden Änderungen identifiziert:

- PNPE1459 „Verbesserung der Langzeitkühlung bestimmter Räume des Elektrikgebäudes, darunter der Überlebensbereich im Falle eines Ausfalls der Kältequelle“,
- PNPE1258 „Einrichtung des ASG-ND-Systems und einer festen Nachspeiseleitung für das BK-Becken durch SEG“,
- PNPE1427 „Einbau einer Injektionspumpe an den Dichtungen der Primärpumpenaggregate ‚Noyau Dur‘ (PIJ-ND)“.

Die Untersuchungen im Bereich „Wasser“ bestehen darin, alle Anforderungen an die Kältequelle erneut zu prüfen und anschließend die für die Kühlkette RRI/SEC nachteiligen Fälle zu identifizieren und zu verifizieren.

Für jedes Untersuchungsszenario ermöglicht eine Kopplung zwischen der vom Zwischenkühlsystem (RRI) abgeführten Leistung, den Temperaturen des Not-Rohwassersystems (SEC) und der RRI/SEC-Wärmeübertragungsfläche die Festlegung eines Kriteriums für den einzuhaltenden Mindestwert des RRI/SEC-Wärmeübertragungskoeffizienten. Da die Kühlkette in der Lage sein muss, die Leistung unter Einhaltung der zulässigen RRI-Temperaturen abzuführen, und sich dieser Wärmeübertragungskoeffizient mit zunehmender Verschmutzung der RRI/SEC-Wärmetauscher verschlechtert, ergibt sich daraus ein Kriterium für die maximale Verschmutzung der RRI/SEC-Wärmetauscher.

Die Einhaltung dieser zulässigen maximalen Verschmutzungsgrenzen ermöglicht den normalen Leistungsbetrieb der Blöcke auch bei hohen Temperaturen der Kaltquelle.

Die Neubewertung der Höchsttemperaturen der Kaltquelle hat EDF dazu veranlasst, neue zulässige RRI-Höchsttemperaturen am Ausgang der RRI/SEC-Wärmetauscher festzulegen. Daher wurde überprüft, ob die RRI-Verbrauchersysteme in der Lage sind, ihre Funktion bei diesen neuen Höchstkühlungstemperaturen (Entkopplungswerte) sowohl im Normalbetrieb als auch im Störfall zu gewährleisten.

❖ **Zusammenfassung der Untersuchungen**

Die im Rahmen des 4. RP 900 festgelegten Leitlinien ermöglichen es, den Sicherheitsnachweis in folgenden Bereichen zu verstärken:

- die Modellierung der Räume,
- die Berücksichtigung der erforderlichen Mindestleistungen der Lüftungsanlagen,
- die Ausweitung der Unfallszenarien über 24 Stunden hinaus auf bis zu 10 Tage.

Die Weiterentwicklung der Annahmen der Studien *„Grands* Chauds" hat zur Überarbeitung der thermischen Studien für den Bereich *„Luft"* und den Bereich *„Wasser"* geführt.

Für den Bereich „Luft" konnten anhand der *„Grands Chauds"*-Studien zum Kernkraftwerksblock des Palier CPY Überschreitungen hinsichtlich der Temperaturbeständigkeit bei den Motoren der LHP/Q-Luftkühler im Dieselgebäude, bei den durch das DVL-MT/BT-System belüfteten Anlagen im Elektrikgebäude sowie in den Räumen der DEG-Kühlaggregate im Verbindungsgebäude BW festgestellt werden. Diese Überschreitungen führten zur Umsetzung von drei baulichen Änderungen:

- PNRL1823 „Austausch der Motoren der LHP/Q-Luftkühler": Die Motoren der LHP/Q-Luftkühler werden durch Geräte ersetzt, die für die maximalen Temperaturen ausgelegt sind, die auf der Terrasse des Dieselgebäudes im Falle einer Hitzewelle erreicht werden.
- PNPE1070 „Verbesserung der Klimatisierung der DVL-MT/BT-Räume": Das DVL-MT/BT-Lüftungssystem wird modifiziert, um seine Klimatisierungsleistung zu erhöhen und so die Einhaltung der erforderlichen Temperaturkriterien für die Betriebsbereitschaft der Geräte in den MT/BT- und Schaltraum zu gewährleisten.
- PNPE1069 „DVN – Verbesserung der Klimatisierung der Räume der DEG-Kühlaggregate": In den DEG-Räumen wird ein Lufterhitzer installiert, um den ordnungsgemäßen Betrieb der Kühlaggregate bei extremer Hitze zu gewährleisten.

Die erforderlichen Leistungswerte der Lüftungssysteme wurden auf der Grundlage von Studien festgelegt, die hinsichtlich der Ergebnisse zur Raumtemperatur erhebliche Sicherheitszuschläge und Entkopplungsannahmen enthielten.

Im Anschluss an die Arbeitsgruppe „Belastungen" und die Bilanz des 4. RP 900 hat EDF die Zuverlässigkeit der Studien zu „*extremen* Hitzewellen" untermauert, indem nachgewiesen wurde, dass zwischen den Umgebungstemperaturen in den Räumen und den Betriebstemperaturen der Anlagen ein ausreichender Spielraum besteht, um die mit der Modellierung der thermischen und lufttechnischen Phänomene in den Räumen verbundenen Unsicherheiten abzudecken. Die Maßnahmen zur Gewährleistung dieser Sicherheitsmarge werden derzeit festgelegt.

Was den Luftbereich betrifft, so werden die Ergebnisse der thermischen „Grands Chauds"-Studien für den konventionellen Block des CPY-Blocks im Abschnitt über standortspezifische Besonderheiten vorgestellt, da sie standortabhängig sind.

Für den Wasserbereich zeigt die für die RRI/SEC-Wärmetauscher durchgeführte Analyse, dass die Einhaltung der maximal zulässigen Verschmutzungsbereiche den normalen Leistungsbetrieb der Blöcke bei hohen Kaltquellentemperaturen ermöglicht.

Die Definition neuer Lastfälle im Rahmen des 4. RP 900 führte zu einer Änderung der Parameter in der Software SAPA (Station d'Accueil des Petites Applications) zur automatischen Überwachung der Verschmutzung der RRI/SEC-Wärmetauscher (PNRL1835 „Aktualisierung der Parameter für die automatische Verschmutzungsüberwachung der RRI/SEC-Wärmetauscher").

➢ **<u>Berücksichtigung des erschwerenden Faktors und der Empfindlichkeit gegenüber der Reaktionszeit des Bedienpersonals (WENRA)</u>**

Für jedes der Szenarien besteht das Ziel darin, die Rückfallkapazität und die Aufrechterhaltung eines sicheren Zustands des Blocks in einer Hitzewelle mit erschwerendem Faktor zu überprüfen.

Was die Pumpstation betrifft, würde die Berücksichtigung eines erschwerenden Faktors bei einer aktiven Anlage, die zur Bewältigung der Hitzewelle erforderlich ist, höchstens zum Verlust der Kältequelle in einem Block führen. Da unter diesen Bedingungen die ASG-Nachspeisung durch das SER mittels Schwerkraft verfügbar ist, ist die Ausweichfähigkeit und die Aufrechterhaltung eines sicheren Betriebszustands des Blocks gewährleistet, und die Situation wird daher als akzeptabel eingestuft.

Die aktiven Anlagen, die im Hinblick auf die „Grands Chauds" erforderlich sind, sind die Lüftungssysteme und ihre unterstützenden Funktionen. Für Anlagen, die im Normalbetrieb in Betrieb sind und keine Betriebsunterbrechung erfahren (Betriebskontinuität), kann die Anwendung eines Erschwernisfaktors auf diese Anlagen ausgeschlossen werden. Für Anlagen, bei denen die Betriebskontinuität nicht bewertet werden kann, belegen die durchgeführten Untersuchungen die gute Robustheit der Anlagen gegenüber den thermischen Umgebungsbedingungen. Es sind keine Maßnahmen erforderlich.

Die thermischen Untersuchungen ergeben keinen Handlungsbedarf seitens des Bedienpersonals zum Schutz der Geräte im Falle einer Hitzewelle.

❖ **Fazit**

Die für das 4. RP 900 festgelegten Leitlinien haben es ermöglicht, den Nachweis der Robustheit der Blöcke in den „Grands Chauds" zu untermauern, insbesondere hinsichtlich folgender Aspekte:

- die Stör- und Unfallszenarien mit einer Dauer von 24 Stunden bis zu 10 Tagen,
- die Berücksichtigung der Mindestleistung der Lüftungsanlagen in den Studien,
- die Überprüfung des korrekten Verhaltens der Anlagen im Hinblick auf die WENRA-Empfehlungen bezüglich des erschwerenden Faktors und der Reaktionszeiten des Bedienpersonals.

Auf dieser Grundlage konnten durch die Studien in Grands Chauds die notwendigen Änderungsmaßnahmen ermittelt werden, um die mit dieser Beanspruchung verbundenen Anforderungen zu erfüllen; diese werden im Rahmen des 4. RP 900 umgesetzt.

Es wurden zudem ergänzende Studien durchgeführt, die gezeigt haben, dass ausreichende Sicherheitsmargen vorhanden sind, um die Unsicherheiten im Zusammenhang mit der Modellierung der thermischen und lufttechnischen Phänomene in den Räumen abzudecken. Die Maßnahmen zur Gewährleistung dieser Sicherheitsmargen werden derzeit definiert und spätestens bei den VD5-900-Stillständen umgesetzt.

Spezifischer Teil zum Block 4 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

- *Reaktoranlage (Luft- und Wasserkreislauf)*

Block 4 des Kernkraftwerks Blayais weist gegenüber dem Zustand „Palier" keine Besonderheiten auf.

- *Konventioneller Bereich (Luft- und Wasserbereich)*

Im Bereich Luft zeigen die Ergebnisse der thermischen Studien „Grands Chauds" für den konventionellen Bereich des Kernkraftwerks Blayais keine Überschreitungen bei den im Maschinenraum und in den SEC-Galerien vorhandenen Anlagen.

Was die Anlagen der Pumpstation betrifft, so zeigen die Ergebnisse der thermischen Studien „Grands Chauds" für den konventionellen Block des Kernkraftwerks Blayais Überschreitungen auf, die durch die Umsetzung der Änderung PNPE1174 „Einbau einer DVP-Belüftung in den CFI-/CRF-Räumen" behoben werden sollen.

Was den Bereich Wasser betrifft, weist Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais keine Besonderheiten im Vergleich zum Zustand „Palier" auf.

Zusammenfassung des Zustands

des Blocks Die Änderungen:

- PNPE1069 „DVN – Verbesserung der Klimatisierung der Räume der DEG-Kühlaggregate“,
- PNPE1070 „Verbesserung der Klimatisierung des DVL-MT-BT“,
- PNPE1174 „Einbau einer DVP-Belüftung in den CFI-/CRF-Räumen“,
- PNRL1823 „Austausch der Motoren der Diesel-Luftkühler LHP/LHQ“,
- PNRL1835 „Aktualisierung der Parameter für die automatische Verschmutzungsüberwachung der RRI/SEC-Wärmetauscher“,

wurden im Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPE1258 (außer Bände J und L) „Einbau der ASG-ND-Vorrichtung und der festen Nachspeiseleitung für das BK-Becken durch SEG“ wird im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4. RP 900 im Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt.

Die Änderungen:

- PNPE1258 Band L „Maßnahme zur Gewährleistung der Robustheit der Steuerung (RCM) der Regelventile ASG012/014/016VD im Hard-Core-Zustand vom Kontrollraum aus“,
- PNPE1459 „Verbesserung der Langzeitkühlung bestimmter Räume des Elektroraums, darunter der Überlebensbereich bei Ausfall der Kältequelle“,
- PNPE1427 „Einbau einer Injektionspumpe an den Dichtungen der Primärpumpenaggregate ‚Kern‘ (PIJ-ND),

werden im Rahmen der Phase B „Ergänzungen“ der Änderungen des 4. RP 900 im Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt.

2.2.1.9 Groß -Kühlung

Allgemeiner Teil – Lager

❖ **Hintergrund und Gegenstand der Studien**

Die Anforderungen an den Schutz vor *„extremer* Kälte“, die für alle in Betrieb befindlichen Blöcke gelten, wurden auf der Grundlage der Erfahrungen aus den kältesten Wintern (insbesondere 1984–1985 und 1986–1987) erarbeitet und im Rahmen der zweiten periodischen Überprüfungen in den CPY-Blöcken umgesetzt.

Der Schutz ist somit gewährleistet:

- für alle EIPS unter Kältebedingungen, die der Auslegungskälte der Stufe entsprechen,
- über die Auslegungskälte hinaus für die EIPS, die einerseits zum Herunterfahren und zur Aufrechterhaltung eines sicheren Zustands des Blocks sowie andererseits zur Begrenzung der radiologischen Folgen erforderlich sind (für alle Situationen des Auslegungsbereichs).

Das Referenzsystem wurde im Rahmen der 2. RP 900 geprüft. Es war nicht Gegenstand einer Neubewertung im Rahmen der 3. RP 900.

Im Rahmen des 4. RP 900 überprüft EDF das Referenzsystem *„Extreme* Kälte“ unter besonderer Berücksichtigung der neuesten Erkenntnisse aus der Klimabeobachtung und der Entwicklungen des allgemeinen Konzepts zum Schutz vor schädlichen Einflüssen (vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1):

- Angesichts der beobachteten und vom Zwischenstaatlichen Ausschuss für Klimawandel (IPCC) bestätigten Trends hat EDF beschlossen, die im 2. und 3. RP 900 festgelegten Temperaturwerte beizubehalten. Aus diesen internationalen Berichten geht nämlich ein Trend zu einem Rückgang der Anzahl kalter Nächte und Tage hervor,
- die von EDF für das Referenzszenario *„Extreme* Kälte" angestrebten Ziele zur Verbesserung der Sicherheit beziehen sich auf die Berücksichtigung der WENRA-Referenzwerte (verschärfende Bedingungen und Verzögerungen durch das Bedienpersonal) (vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1).

Im Rahmen der Überprüfung der Konformität der Anlagen stellt EDF zudem sicher, dass die an den Standorten gemessenen Lüftungsdurchsätze mit den in den thermischen Studien zugrunde gelegten Annahmen übereinstimmen (vgl. Teil I – Kapitel 1 – Abschnitt 4).

Die im Rahmen der „Grand Froid"-Studien angewandte Methodik besteht darin:

- die resultierenden Raumtemperaturen in den Räumen oder Raumgruppen (thermische Zonen) mittels Berechnungsmodellen unter der Annahme eines im Referenzrahmen definierten Paares [Außentemperatur; Wind] zu ermitteln,
- die ermittelten Raumtemperaturen mit den zulässigen Mindesttemperaturen der EIPS zu vergleichen, die zur Erfüllung der im „Grand Froid"-Szenario geforderten Sicherheitsfunktionen erforderlich sind (einschließlich der bewerteten Lüftungssysteme) und in diesen Räumen (oder thermischen Zonen) vorhanden sind,
- die erforderlichen Maßnahmen ergreifen, um die Verfügbarkeit oder den Schutz der bei extremer Kälte erforderlichen EIPS zu gewährleisten, falls die erreichte Raumtemperatur zu niedrig ist.

Im Sonderfall von EIPS mit geringer thermischer Trägheit (ohne Schutz wie z. B. Wärmedämmung), die im Freien oder in direktem Kontakt mit der Außenumgebung installiert sind, besteht die Überprüfung darin, ihre zulässigen Temperaturen direkt mit sehr kurzzeitig auftretenden niedrigen Temperaturen zu vergleichen.

❖ **Zusammenfassung der Studien**

Die im Rahmen des 4. RP 900 festgelegten Leitlinien ermöglichen es, die Sicherheit hinsichtlich des Risikos extremer Kälte zu begründen und zu stärken, insbesondere in Bezug auf folgende Aspekte:

- Neubewertung der Wärmezufuhren und Aktualisierung der thermischen Studien unter Berücksichtigung der im Zuge der regelmäßigen Überprüfungen eingetretenen Änderungen an der Anlage,
- Berücksichtigung der Entwicklungen des allgemeinen Konzepts zum Schutz vor äußeren Einflüssen:
  - Aktualisierung der Liste der bei extremer Kälte zu schützenden EIPS,
  - Verwendung der durch die regelmäßigen Prüfungen garantierten Durchflusswerte für die Lüftung (siehe Teil I – Kapitel 1 – Abschnitt 4),
  - Einsatz einer neuen Berechnungssoftware, die eine genauere Modellierung der physikalischen Effekte ermöglicht,
  - neue Zoneneinteilung mit einer feineren Gruppierung der Räume,
  - Anwendung der WENRA-Referenzwerte (Verschärfung und Bedienerfehler) (vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1).

EDF hat überprüft, dass die im Rahmen des Schutzes vor extremer Kälte während des 3. RP 900 zugrunde gelegten Studienannahmen weder durch die gewonnenen Erfahrungen (sowohl hinsichtlich der kürzlich gemessenen Temperaturen als auch hinsichtlich des gleichzeitigen Auftretens von Kälte und Wind) noch durch die Analyse der Erfahrungen aus dem Winter 2012 in Frage gestellt werden.

Die Studien zur extremen Kälte im Kernkraftwerkskomplex der CPY-Stufe, einschließlich thermischer Untersuchungen und Funktionsanalysen, haben ergeben, dass in bestimmten Räumen des Gebäudes für nukleare Hilfsanlagen, die über das DVN-System belüftet werden, zu niedrige Temperaturen herrschen. Dies führt dazu, dass die Sollwerteinstellung bestimmter Lufterhitzer des DVN-Systems (PNRL1955) angepasst und die Sonderregelung für

Betriebsvorschrift (RPC) für extreme Kälte.

Die Ergebnisse der thermischen Studien für den Extremkältefall im konventionellen Block sowie die Funktionsanalysen und die sich daraus ergebenden möglichen Änderungen werden im Abschnitt über standortspezifische Besonderheiten dargestellt, da sie standortabhängig sind.

➢ **Berücksichtigung des erschwerenden Faktors und der Empfindlichkeit gegenüber der Reaktorbedienungszeit (WENRA)**

Für jedes der Szenarien besteht das Ziel darin, die Ausweichfähigkeit und die Aufrechterhaltung eines sicheren Zustands des Blocks in einer Situation zu überprüfen, in der eine „Grand Froid"-Belastung mit einem erschwerenden Faktor kumuliert auftritt.

Was die Pumpstation betrifft, so würde die Berücksichtigung eines erschwerenden Faktors bei einer aktiven Anlage, die im Hinblick auf die „Grand Froid"-Ereignisse erforderlich ist, höchstens zum Ausfall der Kältequelle in einem Block führen. Da unter diesen Bedingungen die ASG-Nachspeisung durch das SER mittels Schwerkraft verfügbar ist, ist die Ausweichfähigkeit und die Aufrechterhaltung des sicheren Zustands des Blocks gewährleistet, und die Situation wird daher als akzeptabel eingestuft.

Zu den aktiven Anlagen, die im Hinblick auf extreme Kälte erforderlich sind, gehören die Lüftungssysteme und bestimmte elektrische Begleitheizungen sowie deren unterstützende Funktionen. Für Anlagen, die im Normalbetrieb in Betrieb sind und keine Betriebsunterbrechung erfahren (Betriebskontinuität), kann die Anwendung eines Erschwernisfaktors auf diese Anlagen ausgeschlossen werden. Für Anlagen, bei denen die Betriebskontinuität nicht bewertet werden kann, belegen die durchgeführten Untersuchungen die gute Robustheit der Anlagen. Hinsichtlich der thermischen Umgebung sind keine Maßnahmen erforderlich.

❖ **Fazit**

EDF hat die Temperaturen, die in den Sicherheitsstudien für die Einwirkung *„extremer* Kälte" im Rahmen des 4. RP 900 erneut überprüft.

Die methodischen Weiterentwicklungen und die Aktualisierung bestimmter Studienannahmen führten dazu, dass Änderungen an den Anlagen oder deren Betrieb erforderlich wurden, um die zulässigen Mindesttemperaturen der EIPS einzuhalten.

Spezifischer Teil zu Block 4 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Für den konventionellen Bereich zeigen die Ergebnisse der thermischen „Grand Froid"-Studien und der Funktionsanalysen des Standorts Blayais Risiken einer Nichteinhaltung der Halte-Temperaturen der Ausrüstung in den SEC-Stollen und im Bereich der Schwerkraftzufuhr vom SER zum ASG-Behälter auf.

Diese Risiken der Nichteinhaltung werden bereits in Phase A durch folgende Maßnahmen behandelt:

- einer Änderung der Besonderen Betriebsvorschrift (RPC) „Grand Froid", die insbesondere darin besteht, die SEC-Rohrleitungen ab der „Grand Froid"-Warnphase zu schützen, indem mindestens 2 Stunden pro Tag eine SEC-Pumpe auf der stillgelegten Leitung in Betrieb genommen wird, um ein Einfrieren des SEC-Auslassstutzens zu verhindern (die Wasserzirkulation in den Rohrleitungen schützt vor dem Einfrieren);
- eine bauliche Änderung der Wärmedämmung der ASG-Nachspeiseleitungen durch SER in den Stollen unter dem Maschinenraum sowie der Wärmedämmung und Begleitheizung dieser Leitungen im Maschinenraum (PNPP1722).

Zusammenfassung des Zustands

des Blocks Die Änderungen:

- PNPP1722 „Begleitheizung und Wärmedämmung der ASG-Versorgung durch SER",
- PNRL1955 „Änderung der Sollwerteinstellung der DVN-Lufterhitzer",

wurden im Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die aus den „Grand Froid"-Studien resultierenden konzeptionellen Änderungen wurden in der Betriebsdokumentation berücksichtigt.

2.2.1.10 Beeinträchtigungen der Kältequelle

Allgemeiner Teil – Lagerung

❖ **Hintergrund und Gegenstand der Studien**

Im Rahmen des 4. RP 900 besteht das von EDF angestrebte Ziel zur Verbesserung der Sicherheit hinsichtlich spezifischer Beanspruchungen der Kaltwasserquelle darin, die Robustheit der Anlagen gegenüber diesen Beanspruchungen oder Phänomenen durch die Konkretisierung der Sicherheitsanforderungen für die Pumpstationen zu überprüfen.

Die Beanspruchungen *„Frasil"* und „Vereisung", *„Niedrigster Sicherheitswasserstand (PBES)"* sowie *„Eintreffen von* Kohlenwasserstoffschichten" wurden bereits ab dem 3. RP 900 ausdrücklich bei der Auslegung und/oder Überprüfung des Schutzes der Blöcke berücksichtigt.

Nach den einschneidenden Ereignissen im Jahr 2009 (Verstopfung der vorderen Rechen in Chooz durch aktives Frasil, verschiedene Vorfälle von Verstopfungen durch Pflanzenreste in Blayais und Cruas) hat EDF die Sicherheitsanforderungen an die Systeme der Pumpstationen weiterentwickelt, um:

- das System der *„Vorfiltration des Rohwassers"* als Unterstützung für die Sicherheitsfunktion *„Filtration des* Rohwassers" zu integrieren,
- alle externen Einflüsse oder für die Kaltwasserquelle spezifischen Phänomene zu berücksichtigen (einschließlich massiver Eintrag von Verstopfungsmaterial (AMC) sowie Versandung/Verschlammung),
- plausible Häufungen oder Kombinationen dieser Einflüsse oder Phänomene zu berücksichtigen.

Diese Aspekte waren Gegenstand einer Untersuchung im Rahmen des Themas *„Anfälligkeit von Kühlwasserquellen gegenüber externen* Einflüssen" der Arbeitsgruppe REX 2009–2011.

Das Sicherheitsreferenzsystem für Pumpstationen für das 4. RP 900 berücksichtigt diese verschiedenen Untersuchungen und insbesondere folgende Punkte:

- Verbesserung der Charakterisierung des Vereisungsphänomens und der Erfassung der Kumulierung von „großer Kälte" und „Niedrigwasser" durch die Entwicklung der Methodik „Vereisung",
- Berücksichtigung der Kombination aus *„Frasil und winterlichem* Niedrigwasserstand",
- Änderung des Prinzips zum Schutz von Kühlblöcken im offenen Kreislauf vor Frasil,

❖ **Zusammenfassung der Studien**

➢ **<u>Niedrigster Sicherheitswasserstand (PBES), Frasil, massiver Zulauf von Sedimenten (AMC), Zulauf einer Kohlenwasserstoffschicht, Versandung/Verlandung</u>**

Die Ergebnisse dieser Studien und die sich daraus ergebenden Änderungen werden im Abschnitt zu den spezifischen Merkmalen der Blöcke vorgestellt, da sie standortabhängig sind.

➢ **<u>Eisbildung</u>**

Die Studien zeigen, dass die 900er-Standorte der CPY-Stufe in ihrem derzeitigen Zustand robust sind. Für den 4. RP 900 sind daher keine zusätzlichen Änderungen erforderlich.

➢ **Verschärfungsfaktor und Empfindlichkeit gegenüber längeren Betriebszeiten (WENRA)**

Die Sensitivitätsstudien hinsichtlich eines Aggravators oder längerer Bedienerverzögerungen zeigen, dass:

- die Anwendung eines Verschärfungsfaktors gemäß den für Belastungsstudien festgelegten allgemeinen Regeln keine Auswirkungen auf die für die Kaltquelle spezifischen Belastungen hat,
- die Berücksichtigung einer Bedienerverzögerung von 35 Minuten für Maßnahmen vor Ort stellt die Schlussfolgerungen der Robustheitsanalysen der Pumpstationen hinsichtlich der für die Kaltquelle spezifischen Beanspruchungen nicht in Frage.

Spezifischer Teil zu Block 4 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

- *Niedrigster Sicherheitswasserstand (PBES)*

Der Pegel der PBES des Kernkraftwerks Blayais wurde neu bewertet. Die mit den neuen PBES-Werten durchgeführte Überprüfung der Versorgung der Sicherheitspumpen kommt zu dem Schluss, dass die bestehenden Vorkehrungen ohne zusätzliche Änderungen robust sind.

Die Pegelmessungen stromabwärts der Filtertrommeln ermöglichen die automatische Auslösung der CRF-Pumpen, sobald ein außergewöhnlich niedriger Pegelschwellenwert erreicht wird (PNPP1123). Der Auslöseschwellenwert für die CRF-Pumpe ist auf -4,10 m NGFO festgelegt (PNPP1760).

- *Frasil*

EDF setzt im Kernkraftwerk Le Blayais die Änderung PNPP1723 „Parade Frasil“ um, die darin besteht, heißes Wasser aus den SEC-Ableitungen paarweise pro Reaktorblock in den Ausgleichskamin einzuleiten, in Anlehnung an das Referenzdokument „Pumpstation“

- *Massiver Eintrag von Ablagerungsmaterial (AMC)*

Das Kernkraftwerk Blayais ist durch folgende Vorrichtungen gegen das Szenario „Massiver Zustrom von Verstopfungsmaterial“ geschützt:

- Vorfiltergitter, die den Schutz der CFI-Filtertrommeln gewährleisten, indem sie das Eindringen von groben Fremdkörpern in die Dichtungsöffnungen der Filtertrommeln verhindern, und die im Rahmen der Änderung PNPP1917 eingesetzt werden;
- die CFI-Filtertrommeln, die eine physikalische Barriere gegen die Verstopfungsstoffe bilden;
- die Hochdruckreinigung (4 CFI 001 bis 004 PO) und die langsame Drehung der CFI-Filtertrommeln, wodurch die auf den Filterplatten angesammelten Fremdkörper entfernt werden können;
- die Messungen des Druckverlusts der CFI-Filtertrommeln in Verbindung mit einer Automatik, die bei starker Verstopfung die CRF-Pumpen auslöst (PNRL1928);
- Füllstandsmessungen stromabwärts der CFI-Filtertrommeln in Verbindung mit einer Automatik, die bei Erreichen eines niedrigen Füllstands die CRF-Pumpen auslöst;
- das Halten der Absperrschieber zwischen den Blöcken und Reihen in geschlossener Position, um die Zirkulation von Verstopfungsmaterialien zu begrenzen.

EDF setzt im Kernkraftwerk Blayais die Änderung PNPP1917 „Einbau von Vorfiltergittern“ um, die darin besteht, CFI-Vorfiltergitter in der Pumpstation zu installieren, um gegen das Kombinationsereignis „externe Überschwemmung + AMC“ gewappnet zu sein, in Anlehnung an das Referenzhandbuch für Pumpstationen.

- *Eintreffen einer Kohlenwasserstoffschicht*

Das Kernkraftwerk Blayais gilt als anfällig für eine „Kohlenwasserstoffbelastung“, da die Wahrscheinlichkeit besteht, dass sich eine Kohlenwasserstoffschicht vor den Wasserentnahmestellen bildet.

Studien zur Analyse der Fähigkeit der Systeme der Pumpstation, dem Eindringen einer Ölschicht standzuhalten, kommen zu dem Schluss, dass der Standort Blayais robust ist.

Der Schutz der Reaktorblöcke am Standort Blayais vor Kohlenwasserstoffen wird gewährleistet durch:

- Vereinbarungen mit den Behörden, die es dem Kernkraftwerk ermöglichen, so früh wie möglich über das Vorhandensein einer Ölschicht alarmiert und über deren Entwicklung auf dem Laufenden gehalten zu werden;
- spezifischer Betriebsanweisungen, die die Abschaltung der Blöcke und deren Aufrechterhaltung in einem sicheren Zustand vor dem tatsächlichen Eintreffen der Ölschicht am Standort vorschreiben;
- Darüber hinaus werden die Maßnahmen gegen die Bedrohung „Massiver Zustrom von Verklumpungen“, ergänzt durch die Anwendung von Verhaltensanweisungen, die im Falle eines nachgewiesenen Vorhandenseins von Kohlenwasserstoffen an der Pumpstation die Abschaltung der Blöcke vorschreiben, gewährleisten den Schutz der Sicherheitskreisläufe vor Kohlenwasserstoffteppichen, deren Vorhandensein möglicherweise nicht im Vorfeld erkannt wird.

- *Versandung/Verschlammung*

Die Wasserentnahmestellen des Kernkraftwerks Blayais bestehen aus zwei Bauwerken, die jeweils einem Blockpaar gemeinsam sind und als „Viperköpfe“ bezeichnet werden. Da sich diese Bauwerke auf dem Grund der Gironde befinden, ist der Standort anfällig für die Beeinträchtigung durch Versandung/Verschlammung.

Die Risikokontrolle hinsichtlich der Versandung/Verschlammung der Wasserentnahmestelle basiert auf der Durchführung regelmäßiger bathymetrischer Überwachungen, der Einhaltung von Ausbaggerungskriterien und der Durchführung von Ausbaggerungsmaßnahmen, sobald diese Kriterien erreicht sind.

Für die übrigen Bauwerke der Pumpstation gewährleisten die Erfahrungen vor Ort sowie die Einführung geeigneter organisatorischer Maßnahmen (Überwachung, damit verbundene Reinigungs- und Wartungsarbeiten), die auf den vor Ort umgesetzten Basisprogrammen zur vorbeugenden Instandhaltung (PBMP) und auf standortspezifischen Wartungsplänen basieren, die Robustheit der Bauwerke gegenüber dem Phänomen der Versandung/Verschlammung.

❖ **Fazit**

Die wichtigsten Änderungen gegenüber dem Sicherheitsreferenzrahmen der Pumpstation werden im Rahmen des 4· RP 900 umgesetzt.

All diese Maßnahmen sowie die Aktualisierung der Studien zur Pumpstation unter Einbeziehung der seit 2012 ergangenen Anweisungen ermöglichen es, den Schutz der Kaltquellen der Anlage vor Angriffen oder Phänomenen wie PBES, Frasil, Vereisung, AMC, Kohlenwasserstoffen und Versandung/Verschlammung nachzuweisen.

Bilanz zum Zustand des Blocks

Änderungen:

- PNPP1123 „Einführung der Messung des Pegels hinter der Filtration mit Auslösung der Pumpen zur bei sehr niedrigem Pegel hinter der Filteranlage“,
- PNPP1760 „Verbesserung der Messkette für die Filtration und der zugehörigen Auslösung der Förderpumpen sowie Erstellung einer Übersicht zur Verfolgung des Rohwasserflusses im Kontrollraum“,
- PNPP1917 „Austausch der Vorfiltergitter, um sie widerstandsfähig gegen die Belastung durch „massiven

von Verstopfungsmaterial"",

- PNRL1928 „Einstellung des Auslöseschwellenwerts für die Umwälzpumpen",

wurden im Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPP1723 „Einrichtung einer Winterrückführung im Falle eines Frasil" wird am Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen eines spezifischen Zeitplans umgesetzt, wobei die Integration spätestens im November 2027 vorgesehen ist.

2.2.1.11 Starke Winde und durch starken Wind verursachte herumfliegende Gegenstände

Allgemeiner Teil – Lagerung

❖ **Hintergrund und Gegenstand der Studien**

Das Ziel für den 4. RP 900 besteht darin, die zu berücksichtigende Windstärke gemäß den 2009 geänderten Vorschriften „Neige et Vent 65" neu zu bewerten. Die Untersuchung dieses Themas im Rahmen des 3. RP 1300 führt zudem dazu, nach möglichen lokalen Schwachstellen an den Bauwerken zu suchen, die den Schutz der im Inneren der Gebäude befindlichen Anlagen gefährden könnten (d. h. Berücksichtigung von Zielen im Inneren der Gebäude, hinter Schwachstellen wie Türen und Trichtern).

❖ **Zusammenfassung der Studien**

Was die Neubewertung der Windstärken betrifft, so haben die durchgeführten Studien gezeigt, dass die Aktualisierung der Schnee- und Windvorschriften nicht zu einer Erhöhung der Windstärken geführt hat. Die Robustheit der Ziele gegenüber den aktualisierten Windstärken ist daher gerechtfertigt.

Für den Kernkraftwerksblock zeigen die durchgeführten Studien hinsichtlich der Einwirkung von durch starke Winde erzeugten Projektilen (PGGV) gemäß dem Stand des 4. RP 900, dass die Anlagen ohne zusätzliche Änderungen widerstandsfähig gegen diese Einwirkung sind.

Für den konventionellen Block werden die Untersuchungen hinsichtlich der Einwirkung von durch starken Wind erzeugten Projektilen (PGGV) im Zustand des 4. RP 900 sowie die sich daraus möglicherweise ergebenden Änderungen im Abschnitt zu den blockspezifischen Besonderheiten dargestellt, da diese standortabhängig sind.

EDF hat zudem überprüft, dass kein Risiko einer durch starken Wind verursachten Überdrehzahl der Ventilatoren besteht.

Schließlich hat EDF im Anschluss an die Untersuchung des Themas „PGGV" im Rahmen des 3. RP 1300 Betriebsvorschriften vorgesehen, die bei starkem Wind die Durchführung von Sichtprüfungen an den für starken Wind anfälligen EIP vorschreiben. Das Ziel dieser besonderen Betriebsvorschrift (RPC) ist es, sicherzustellen, dass die Anlagen nach einem Sturm keine Schäden aufweisen, um den sicheren Weiterbetrieb zu gewährleisten.

➢ **<u>Erschwerender Umstand und Zeitempfindlichkeit des Betreibers (WENRA)</u>**

Die Berücksichtigung eines erschwerenden Faktors und der Anfälligkeit gegenüber der Reaktionszeit des

Bedienpersonals hat keine Auswirkungen auf die Anlage. Denn:

- Es ist keine aktive Ausrüstung erforderlich, um den Schutz vor starkem Wind zu gewährleisten,
- ist keine Maßnahme des Bedienpersonals erforderlich, um den Schutz vor starkem Wind zu gewährleisten

❖ **Fazit**

EDF hat ergänzende PGGV-Studien durchgeführt, um das Schutzniveau der Sicherheitsziele zu erhöhen.

Für den Kernkraftwerksbereich sind keine Änderungen erforderlich. Für den konventionellen Bereich sind Verstärkungsmaßnahmen an den Anlagen vorgesehen, die im Rahmen des 4. RP 900 umgesetzt werden.

Entsprechend den Beschlüssen für das 3. RP 1300 führt EDF eine RPC durch, die darin besteht, die Anlagen nach einem Sturm zu inspizieren, um sicherzustellen, dass keine Schäden an den Anlagen vorliegen, und den Betrieb unter Einhaltung aller Sicherheitsanforderungen fortzusetzen.

Die Sensitivitätsanalyse hinsichtlich des erschwerenden Faktors und der Reaktionszeit des Bedienpersonals gemäß den WENRA-Referenzwerten kommt zu dem Schluss, dass keine Auswirkungen auf die Anlage oder deren Betrieb bestehen.

Blockspezifischer Teil 4 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

- *Konventioneller Block*

Die im Hinblick auf die PGGV-Belastung durchgeführten Untersuchungen, im Zustand des 4. RP 900 zeigen, dass Sicherheitsziele, die sich im Inneren der Notpumpstation des Blocks befinden, aufgrund der Schutzmaßnahmen, die im Rahmen früherer Umbauten zur Abwehr von durch starken Wind erzeugten Projektilen oder zur starken Abschwächung der direkten Windeinwirkung getroffen wurden, nicht mehr gefährdet werden können. Im Rahmen der VD4-Phasen A und B sind keine weiteren Änderungen hinsichtlich der Umsetzung zusätzlicher Schutzmaßnahmen gegen die Risiken durch starken Wind und durch starken Wind erzeugte Projektile vorgesehen.

- *Kernkraftwerksbereich*

Der Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Sonderbetriebsvorschrift „Durchführung von Sichtprüfungen an starkwindanfälligen EIP bei starkem Wind“ wurde im Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt.

Die Änderung PNPE1323 „Verstärkung des BAN-Schornsteins im SMS, Starkwind und Tornado EF2“ wird im Rahmen einer spezifischen Planung im Block 4 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt, wobei die Integration spätestens in Phase B des 4. RP 900 vorgesehen ist.

2.2.1.12 Tornado

Allgemeiner Teil – Lagerung

❖ **Hintergrund und Gegenstand der Studien**

Im Rahmen des 4. RP 900 hat EDF eine Tornado-Auslegungsstufe für die Anlagen festgelegt.

❖ **Zusammenfassung der Studien**

Die Referenzstufe für Tornados soll Gefahren abdecken, deren Häufigkeit über einem Richtwert von 10^{-4} pro Jahr liegt. Auf der Grundlage der Bewertung der Eintrittswahrscheinlichkeit von Tornados liegt die jährliche Überschreitungshäufigkeit einer maximalen Tornado-Windgeschwindigkeit von 29 m/s (eine Geschwindigkeit, die einem Tornado der Stufe EF0 – auf der Enhanced-Fujita-Skala – entspricht) in der Zone „Océanique“ in der Größenordnung von $3{\cdot}10^{-5}$ pro Jahr und in der Zone „Reste de la France“ in der Größenordnung von $1{,}1{\cdot}10^{-5}$ pro Jahr. Die Windgeschwindigkeiten eines Tornados der Intensität EF0 liegen somit innerhalb der Bandbreite der Windgeschwindigkeiten eines Tornados, der dem Referenzwert von 10^{-4}/Jahr entspricht, sowohl

sowohl für die Küstenzone als auch für das übrige Frankreich.

Daher entspricht die von EDF für den Auslegungsbereich gewählte Referenz-Tornado-Stufe EF0, sowohl für die Küstenregion als auch für das übrige Frankreich. Die verschiedenen Auswirkungen des Tornados sind:

- der dynamische Winddruck,
- allfällig aufgewirbelte und beschleunigte Projektile,
- der plötzliche Druckabfall im Zentrum des Wirbels.

Für den Referenz-Tornado:

- wird der vom Wind ausgeübte dynamische Druck durch die Auslegung der Gebäude und Bauwerke abgedeckt, die höhere Windlasten vorschreibt,
- die hypothetischen Projektile werden durch die im Rahmen der Referenzbelastung „Durch starken Wind erzeugte Projektile“ (PGGV) untersuchten Projektile abgedeckt (vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1.11),
- der Unterdruck im Zentrum des Wirbels ist weder für die Gebäude noch für die Ventilatoren maßgebend.

Die Robustheit des CPY-Lagers gegenüber den Auswirkungen des Referenztornados, der einem Tornado der Stufe EF0 entspricht, wird durch die Berücksichtigung schwerwiegenderer Phänomene bei der Auslegung gewährleistet.

Darüber hinaus wird EDF im Rahmen der weiteren Prüfungen der generischen Phase des 4. RP 900 spätestens fünf Jahre nach Vorlage des Abschlussberichts der Überprüfung als Referenzgefahrenstufe einen Tornado der Intensität EF2 auf der Fujita-Skala festlegen, definiert durch die für diese Intensität charakteristische durchschnittliche Windgeschwindigkeit von 55,5 m/s. In diesem Zusammenhang wird EDF die Verstärkung des Schornsteins des BAN auf der CPY-Ebene (PNPE1323) vornehmen. Diese Verstärkung auf EF2-Niveau deckt die auf der CPY-Ebene zu berücksichtigende Windstärke ab (vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1.11). EDF wird gegebenenfalls nach Abschluss der Studien zur Anpassung des EF2-Referenzrahmens weitere Änderungen festlegen.

Ergänzend dazu hat EDF eine Studie zu Tornados und den damit verbundenen Phänomenkombinationen durchgeführt. Diese Studie zeigt, dass die durch die Gewitterzelle verursachten Gefahren nicht zum gleichen Zeitpunkt und am gleichen Ort auftreten, mit Ausnahme des Regens, dessen Eigenschaften jedoch nicht maßgebend sind. Es ist daher nicht erforderlich, neue Szenarien mit mehreren Gefahrenfaktoren in das Tornado-Referenzsystem aufzunehmen.

Die Berücksichtigung des erschwerenden Faktors und der Anfälligkeit gegenüber der Reaktionszeit des Bedieners gemäß den WENRA-Referenzwerten hat keine Auswirkungen auf die Anlage oder deren Betrieb. Denn:

- Es ist keine aktive Ausrüstung erforderlich, um den Schutz vor Tornados zu gewährleisten;
- es sind keine Maßnahmen des Bedienpersonals erforderlich, um den Schutz vor Tornados zu gewährleisten.

❖ **Fazit**

Die Untersuchungen zum Referenz-Tornado (Intensitätsstufe EF0 auf der Fujita-Skala) zeigen, dass die Maßnahmen, die im Rahmen der Reaktorauslegung sowie gemäß den Referenzrahmen „Starkwind“ und „Durch Starkwind erzeugte Geschosse“ getroffen wurden, die Anlage gegenüber dieser Einwirkung widerstandsfähig machen.

Im Rahmen der Folgemaßnahmen zur Anweisung zum 4. RP 900 wird die in der Sicherheitsnachweisführung berücksichtigte Referenz-Tornado-Stufe spätestens fünf Jahre nach Einreichung des RCR erhöht (Intensitätsstufe EF2 auf der Fujita-Skala).

Spezifischer Teil zu Block 4 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPE1323 „Verstärkung des BAN-Schornsteins für SMS, starken Wind und Tornado der Intensitätsstufe EF2“ wird im Rahmen einer spezifischen Planung am Block 4 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt, wobei die Integration spätestens in Phase B des 4. RP 900 vorgesehen ist.

2.2.1.13 Blitzschlag und externe elektromagnetische Störungen (EMS)

Allgemeiner Teil „Palier“

❖ **Hintergrund und Gegenstand der Studien**

EDF hat im Rahmen des 4. RP 900 neue Sicherheitsanforderungen für diese Einwirkungen definiert, die darauf abzielen, im Falle von Blitzeinschlägen das Erreichen und Aufrechterhalten eines sicheren Zustands der Blöcke zu gewährleisten und radioaktive Freisetzungen zu begrenzen, wobei mögliche durch Blitzschlag induzierte Effekte berücksichtigt werden.

Die Methodik zur Analyse der Robustheit der Anlagen gegenüber Blitzeinschlägen und externen elektromagnetischen Störungen wurde aktualisiert.

Sie besteht in der Durchführung von Studien, die für jeden Standort dokumentiert sind in:

- *der „Blitzauswirkungsanalyse“* (AIF), die sich auf die dem Strahlungsfeld ausgesetzten Außenanlagen bezieht. Ihr Ziel ist es:
  - die Auswirkungen von Blitzeinschlägen auf die Außenanlagen, Dächer und Fassaden der sogenannten *„Zielgebäude“* (die EIP enthalten) des Kernkraftwerks zu analysieren,
  - Empfehlungen zu geben, um die Auswirkungen von Blitzeinschlägen auf ein Niveau zu reduzieren, *das* mit den Sicherheitszielen im Inneren der sogenannten *„Zielgebäude“* vereinbar ist.
- Die *„Berechnungsanleitung für Überspannungen“* betrifft die elektrischen Verbindungen zwischen Gebäuden, über die im Falle eines Blitzeinschlags in ein Gebäude Überspannungen weitergeleitet werden können. Sie hat zum Ziel:
  - die Anfälligkeit der gebäudebezogenen Verbindungen zu analysieren, indem Überspannungsberechnungen an den Verbindungen durchgeführt werden, die an die sogenannten „Zielgebäude“ angeschlossen sind,
  - eine Liste der Schutzmaßnahmen zu erstellen, die an den zu schützenden Verbindungen zu installieren sind.

Zur Ermittlung potenzieller Blitzeinschlagspunkte (Wahrscheinlichkeit, dass ein Zielgebäude von einem Blitz getroffen wird) stützt sich EDF auf die Norm NF-EN-62305-1.

❖ **Zusammenfassung der Studien**

Im Anschluss an die Studien *„Blitzschlag und externe elektromagnetische* Störungen“ setzt EDF die Änderung „Blitzschutz“ (PNPP1951) um, die je nach Standort die Installation von Schutzvorrichtungen wie Blitzableitern, Blitzableiterspitzen oder Schutzhauben sowie den Einbau eines Blitzableiters in die Sekundärseite der Hilfstransformatoren oder in Freiluftstationen vorsieht (PNPE1477).

EDF geht davon aus, dass ein Sonnensturm, der gleichzeitig an mehreren Kernkraftwerksstandorten zu lang anhaltenden externen Spannungsausfällen führen könnte, ein äußerst seltenes Ereignis ist. Es erscheint nicht notwendig, dieses Ereignis speziell zu berücksichtigen, da die Sicherheitsrichtlinien für den Kernkraftwerkspark von EDF bereits lang anhaltende Spannungsausfälle von bis zu 15 Tagen abdecken.

Im Anschluss an die Prüfung im Rahmen des GP Agressions des 4. RP 900 hat EDF die Auswirkungen der durch einen Blitzschlag ausgestrahlten Felder auf die Ausrüstungen zur Abwehr von Einwirkungen (EDA) im Zusammenhang mit Bränden und internen Explosionen analysiert. Die Analyse kommt zu dem Schluss, dass die Strahlungsfelder aufgrund der Eigenschaften dieser Geräte und ihrer Anordnung in den Räumlichkeiten keine Auswirkungen auf diese EDA haben.

Hinsichtlich der Empfindlichkeit dieser Studien gegenüber erschwerenden Faktoren und der Reaktionszeit des Bedieners (WENRA-Referenzwerte) wurden keine Auswirkungen festgestellt, da:

- keine aktiven Geräte erforderlich sind, um den Blitzschutz zu gewährleisten,
- keine Maßnahmen des Bedienpersonals erforderlich sind, um den Blitzschutz zu gewährleisten.

❖ **Fazit**

Die im Rahmen des Schutzes vor den Einwirkungen *„Blitzschlag und externe elektromagnetische* Störungen“ durchgeführten Untersuchungen haben gezeigt, dass an allen Standorten nur ein begrenzter Änderungsbedarf besteht, um die im Rahmen des 4. RP 900 umgesetzten Blitzschutzziele zu erreichen.

Spezifischer Teil zu Block 4 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPP1951 „Blitzschutz und Schutz vor externen elektromagnetischen Störungen
“ wurde am Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPE1477 „Einbau eines Überspannungsschutzes im Sekundärkreis der Hilfstransformatoren“ wird am Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration spätestens in Phase B „Ergänzungen“ der Änderungen des 4. RP 900 vorgesehen ist.

2.2.1.14 Neige

Allgemeiner Teil – Lagerung

❖ **Hintergrund und Gegenstand der Untersuchungen**

Ziel ist es, die Robustheit der Sicherheitsziele bei einer neu bewerteten Schneebelastung gemäß den Regeln „*Schnee und Wind*“ von 1965, Ausgabe 2009, sicherzustellen.

Die Gebäude und Bauwerke der Kernkraftwerksblöcke der Stufe CPY wurden gemäß den „*Schnee und* Wind“ von 1965 ausgelegt, die zum Zeitpunkt ihrer Planung galten. Diese Vorschriften wurden seit der Erstausgabe mehrfach aktualisiert, zuletzt in den Jahren 2000 und 2009. Im Rahmen des 4. RP 900 werden die im Falle einer externen Schneebelastung erforderlichen EIPS anhand der aktualisierten *„Schnee- und Wind*“-Vorschriften, Ausgabe 2009, auf ihre Eignung für die Schneelasten überprüft.

Das Vorgehen besteht darin, die Lasten NV2000 und NV2009 zu vergleichen und sicherzustellen, dass die zu schützenden Sicherheitsobjekte hinsichtlich der 2009 aktualisierten klimatischen Lasten korrekt dimensioniert sind.

❖ **Zusammenfassung der Untersuchungen**

Für alle Standorte des CPY-Stufenprojekts hat die Weiterentwicklung der *„Schnee- und* Windvorschriften“ 65 zwischen den geänderten Vorschriften von 2000 und den geänderten Vorschriften von 2009 keine Auswirkungen. Die klimatischen Lasten bleiben unverändert oder verringern sich im Vergleich zu *den „NV65*-Vorschriften“, Ausgabe 2000.

Sowohl für den Kernkraftwerksbereich als auch für den konventionellen Bereich ergaben die Nachweise, dass die Bauwerke und Ausrüstungen den „*NV65-Regeln*“ in der Ausgabe 2009 standhalten. Im Rahmen des 4. RP 900 sind daher keine Änderungen erforderlich.

Hinsichtlich der Empfindlichkeit dieser Studien gegenüber dem Verschärfungsfaktor und der Bedienerverzögerung (WENRA-Referenzwerte) wurden keine Auswirkungen festgestellt, da:

- keine aktiven Einrichtungen erforderlich sind, um den Schutz vor Schnee zu gewährleisten,
- keine Maßnahmen des Betreibers erforderlich sind, um den Schutz vor Schnee zu gewährleisten.

❖ **Fazit**

Die für die Standorte des Palier CPY durchgeführten Untersuchungen kamen zu dem Ergebnis, dass die Bauwerke und Ausrüstungen den Vorschriften der NV65, Ausgabe 2009, entsprechen. Die Sensitivitätsanalysen unter Berücksichtigung des erschwerenden Faktors und der Reaktionszeit des Betreibers (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1) kommen zu dem Ergebnis, dass keine Auswirkungen auf die Anlage oder deren Betrieb bestehen.

Spezifischer Teil zu Block 4 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Es gibt keine Änderungen zu diesem Thema beim Block 4 des Kernkraftwerks Blayais.

2.2.1.15 Beherrschung des industriellen Risikos

Allgemeiner Teil „Palier“

❖ **Hintergrund und Gegenstand der Untersuchungen**

➢ **Industrielle Aktivitäten und Transport gefährlicher Güter außerhalb des Kernkraftwerks**

Die Beherrschung der Risiken im Zusammenhang mit dem industriellen Umfeld und den Verkehrswegen erfordert die Überwachung der entsprechenden Umgebung und die Bewertung der damit verbundenen Risiken für die Kernkraftwerksanlagen. Die Risikoanalyse basiert auf der Anwendung der grundlegenden Sicherheitsvorschrift RFS I-2.d.

Die folgenden Gruppen potenzieller Gefahrenquellen werden berücksichtigt:

- Ortsfeste Industrieanlagen wie Lagerstätten und Produktionsanlagen;
- Transportleitungen (Gas- und Ölpipelines);
- Die verschiedenen Transportarten für Gefahrgut (Straße, Schiene, Binnenschifffahrt oder Seeverkehr) außerhalb des Standorts.

Über die allgemeinen Ziele hinaus, die für alle im Rahmen des 4. RP 900 zu berücksichtigenden Einwirkungen gelten, zielt das von EDF angestrebte Ziel der Verbesserung der Sicherheitsanforderungen zur Beherrschung der mit dem industriellen Umfeld und den Verkehrswegen verbundenen Risiken auf die Aktualisierung der Unfallparameter unter Berücksichtigung der neuesten verfügbaren Informationen ab.

Im Rahmen des 4. RP 900 berücksichtigt EDF zudem die von der ASN im Rahmen des 3. RP 1300 formulierten Anforderungen, die EDF insbesondere dazu veranlasst haben, die Methodik zur Bewertung des Begriffs „Unfallstatistik“ zu aktualisieren.

➢ **Interner Transport gefährlicher Güter innerhalb des Kernkraftwerks**

Im Rahmen des 4. RP 900 hat EDF der ASN einen Rahmenvermerk zur „Methodik zur Behandlung der Risiken im Zusammenhang mit dem Transport gefährlicher Güter innerhalb der Kernkraftwerke“ übermittelt, der für alle Sicherheitsstufen gilt und als Grundlage für die Erstellung standortspezifischer Studien für jedes Kernkraftwerk dient. Diese Methodik berücksichtigt die von der ASN formulierten Anforderungen, die darauf abzielen, die von EDF im Rahmen des 3. RP 1300 vorgelegten Risikostudien zum internen Transport gefährlicher Güter zu ergänzen.

❖ **Zusammenfassung der Studien**

➢ **Industrielle Aktivitäten und Transport gefährlicher Güter außerhalb des Kernkraftwerks**

Die RFS I-2.d definiert unter anderem die Liste der Industrieanlagen und Verkehrswegen, die Risiken für Kernreaktoren darstellen können.

Die mit dem industriellen Umfeld verbundenen Risiken wurden bei der Auslegung der Anlagen durch den Standardschutz deterministisch berücksichtigt. Die Bemessung der Bauwerke erfolgte im Hinblick auf das Phänomen einer detonationsartigen Explosion.

Die Widerstandsfähigkeit gegen Druckwellen betrifft Gebäude und Ingenieurbauwerke, die Anlagen gewährleisten oder beherbergen, welche die drei Sicherheitsfunktionen der RFS I-2.d erfüllen, sowie die Öffnungen dieser Gebäude (Zugangstüren und Lüftungsöffnungen).

Gemäß der RFS I-2.d beträgt die Größenordnung der Grenzwahrscheinlichkeit für die Akzeptanz einer inakzeptablen Freisetzung radioaktiver Stoffe an der Standortgrenze für alle von außen stammenden, mit menschlichen Aktivitäten verbundenen Einwirkungen 10^{-6} pro Jahr und Reaktor für jede der folgenden Funktionen:

- Reaktorabschaltung und Abbau der Restleistung;
- Lagerung abgebrannter Brennelemente;
- Aufbereitung radioaktiver Abfälle.

Um der Summierung der Unfallwahrscheinlichkeiten unterschiedlicher Ursachen mit ähnlichen Folgen Rechnung zu tragen, legt die RFS I-2.d für jede betrachtete Gruppe von Einwirkungsquellen eine Grenzgröße für die Eintrittswahrscheinlichkeit des Ereignisses von 10^{-7} pro Jahr und Reaktor fest.

Im Anschluss an die Behandlung des Themas *„industrielle* Risiken“ im Rahmen des 3. RP 1300 hat EDF die Methodik zur Bewertung industrieller Risiken im Rahmen des 4. RP 900 weiterentwickelt.

Das Thema umfasst zwei Arbeitsschwerpunkte:

- Überwachung des industriellen Umfelds und der Verkehrswege: EDF plant eine Aktualisierung der Daten zum industriellen Umfeld jedes Standorts;
- Die Bewertung der damit verbundenen Risiken für die Anlagen. EDF hat seine Methodik im Rahmen des Arbeitsprogramms des 4. RP 900 aktualisiert. Die Studien stützen sich auf die im Rahmen des 3. RP 1300 erstellten aktualisierten Unfallstatistikparameter, die für das 4. RP 900 übernommen wurden.

Das Sicherheitsziel der Studien des 4. RP der 900-MWe-Generatorstufe besteht darin, diese Wahrscheinlichkeit anhand aktualisierter Daten zur Unfallstatistik und der standortspezifischen Umgebungsdaten neu zu bewerten. Zu diesem Zweck werden die folgenden Daten aktualisiert:

- Die Werte der Unfallparameter;
- Die standortspezifischen Umweltdaten: Standorte von ICPE, Rohrleitungen, Verkehrswege mit dem damit verbundenen Gefahrguttransport.

Die Ergebnisse der Studien zur industriellen Risikokontrolle und die sich daraus ergebenden möglichen Änderungen werden im Abschnitt über die spezifischen Merkmale der Blöcke dargestellt, da sie standortabhängig sind.

Hinsichtlich der Sensitivität dieser Studien gegenüber erschwerenden Faktoren und der Reaktionszeit des Bedienpersonals (WENRA-Referenzwerte) werden keine Auswirkungen festgestellt, da:

- die Häufigkeit des Auftretens der Einwirkung sehr gering ist und eine Kumulierung mit einem Ausfall aktiver Anlagen unter das Restrisiko fällt;
- zum Schutz vor industriellen Risiken sind keine Maßnahmen des Betreibers erforderlich.

➢ **Interner Transport gefährlicher Güter innerhalb des Kernkraftwerks**

Durch die Entkopplung von den Risikostudien im Zusammenhang mit dem industriellen Umfeld besteht das Ziel darin, das Risiko eines Ausfalls der in der RFS I-2.d definierten Funktionen zu begrenzen.

Nach der Prüfung des Themas im Rahmen des 3. RP 1300 hat EDF die Methodik „interner Transport gefährlicher Güter" aktualisiert und dabei die folgenden ergänzenden Elemente der ASN berücksichtigt:

- Ausgangspunkt ist eine deterministische Analyse, bei der alle gefährlichen Phänomene untersucht werden, die aus einem internen Transportunfall resultieren können, einschließlich Brände, Explosionen und Freisetzungen gefährlicher Stoffe sowie deren Auswirkungen auf die Sicherheitsziele, bevor die Wahrscheinlichkeit der Erreichung der maximal zulässigen Belastungswerte für diese Ziele bewertet wird,
- die Bewertung der mit Lkw-Bränden verbundenen Risiken zu vertiefen.

Ziel der Studie ist es, die mit dem Transport gefährlicher Güter, die auf das Gelände gelangen (oder es verlassen), verbundenen Explosions-, Brand- und toxischen Risiken zu bewerten.

Die Ergebnisse dieser Studie und die sich daraus möglicherweise ergebenden Änderungen werden im Abschnitt über die spezifischen Merkmale des Blocks dargestellt, da sie standortabhängig sind.

Abschnitt speziell zu Block 4 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

➢ **Industrielle Aktivitäten und Transport gefährlicher Güter außerhalb des Kernkraftwerks**

Aufgrund der besonderen Gegebenheiten des Umfelds des Kernkraftwerks Blayais werden lediglich Luftrisiken und Risiken im Zusammenhang mit dem externen Transport gefährlicher Güter über Verkehrswegen berücksichtigt. ICPE-Anlagen und Rohrleitungen sind vom Untersuchungsbereich ausgeschlossen, da sie weit vom Zielbereich des Kernkraftwerks entfernt sind und/oder keine Gefahrenquelle darstellen.

- *Explosionsrisiko*

Ziel der Studie ist es, das Explosionsrisiko einer explosiven Gaswolke mit oder ohne Abdrift zu bewerten, das mit Industrieanlagen und dem externen Transport gefährlicher Güter in der Nähe des Kernkraftwerks Blayais verbunden ist.

Die durchgeführten deterministischen und probabilistischen Untersuchungen ergeben, soweit erforderlich, ein vernachlässigbares Explosionsrisiko (in der Größenordnung von 10^{-10} pro Jahr und Reaktor) für den Straßen-, Schienen- und Binnenschiffsverkehr.

- *Toxisches Risiko*

Ziel der Studie ist es, das Vergiftungsrisiko für das Personal im Kontrollraum im Zusammenhang mit Industrieanlagen und externen Gefahrguttransporten auf den Verkehrswegen in der Nähe des Kernkraftwerks Blayais zu bewerten und somit den möglichen Verlust der Fähigkeit der Bediener im Kontrollraum zu quantifizieren, den Reaktorblock durch eine Vergiftung in einem sicheren Zustand zu halten.

Die betrachteten Gefahrenereignisse sowie die Entfernungen in Bezug auf die verschiedenen Verkehrswege

, schließen die verschiedenen Szenarien sowohl deterministisch als auch probabilistisch aus. Die Studie zeigt, dass das Ausfallrisiko (in der Größenordnung von 10^{-10} pro Jahr und Reaktor) für den Straßen-, Schienen- und Binnenschiffsverkehr vernachlässigbar ist.

- *Externes Brandrisiko*

Ziel der Studie ist es, für die betreffenden Produkte das Risiko eines Brandes, der Auswirkungen auf das Kernkraftwerk hat, sowie das Risiko einer Vergiftung durch die beim Brand entstehenden Rauchgase für das Bedienpersonal im Kontrollraum zu bewerten.

Die thermischen Folgen eines Brandes auf einem Schiff, das Kohlenwasserstoffe in der Gironde-Mündung transportiert, wurden analysiert. Das Szenario eines Flächenbrandes kann auch auf Straßen auftreten. Angesichts der Entfernung der Verkehrswege zum Kernkraftwerk und der daraus resultierenden Wirkungsentfernungen hat das Auftreten eines Flächenbrandes, unabhängig von der betrachteten Achse und der Form der Brandfläche, keine Auswirkungen auf die Sicherheit des Kernkraftwerks Blayais.

- *Fazit*

Die ermittelte Wahrscheinlichkeit einer inakzeptablen Freisetzung radioaktiver Stoffe am Rand des Kernkraftwerks Blayais beträgt einige 10^{-9} pro Jahr und Reaktor für alle von außen stammenden, durch menschliche Aktivitäten bedingten Einwirkungen.

Diese Ergebnisse für das Kernkraftwerk Blayais entsprechen den in der RFS I-2.d festgelegten Richtwerten.

➢ **Transport gefährlicher Güter innerhalb des Kernkraftwerks**

Die Untersuchung der mit dem Transport gefährlicher Güter verbundenen Risiken kommt zu dem Schluss, dass die gesetzlichen Anforderungen hinsichtlich des Transports gefährlicher Güter und der Auslegung der baulichen Anlagen es ermöglichen, das Risiko einer Explosion, eines Brandes und der Freisetzung gefährlicher Stoffe durch einen Lkw, der gefährliche Güter innerhalb eines Standorts transportiert, zu begrenzen. Diese Untersuchung belegt, dass kein mit dem Transport gefährlicher Güter verbundenes gefährliches Ereignis Auswirkungen auf die Sicherheit des Kernkraftwerks Blayais hat.

❖ **Fazit**

Industrielle Aktivitäten und Gefahrguttransporte außerhalb des Kernkraftwerks

Durch die Aktualisierung der Methodik konnten die Ergebnisse der thematischen Prüfung im Rahmen der Arbeitsgruppe „Orientierungen 4. RP 900“ berücksichtigt werden. Die im Rahmen des 4. RP 900 für das Kernkraftwerk Blayais durchgeführte Bewertung der von der industriellen Umgebung ausgehenden Risiken rechtfertigt die Angemessenheit der aktuellen Schutzmaßnahmen zur Überprüfung der Einhaltung der Anforderungen der RFS I-2.d.

Interner Transport gefährlicher Güter innerhalb des Kernkraftwerks

Die Methodik zur Behandlung der Risiken im Zusammenhang mit dem Transport gefährlicher Güter innerhalb von Kernkraftwerken, die die Ergebnisse der Überprüfung des 3. RP 1300 und bestimmte Anforderungen der ASN berücksichtigt, wurde auf das Kernkraftwerk Blayais angewendet. Diese Studie hat gezeigt, dass kein mit dem Transport gefährlicher Güter verbundenes gefährliches Ereignis Auswirkungen auf die Sicherheit des Kernkraftwerks Blayais hat.

Bilanz zum Zustand des Blocks

Es gibt keine Änderungen zu diesem Thema am Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais.

2.2.1.16 Risikokontrolle im Luftverkehr

Allgemeiner Teil – Reaktorblock

❖ **Hintergrund und Gegenstand der Studien**

Die Beherrschung des Luftrisikos basiert auf der Überwachung des luftfahrttechnischen Umfelds der Standorte und der anschließenden Bewertung der damit verbundenen Risiken für die kerntechnischen Anlagen. Die Analyse des Luftrisikos stützt sich auf die Anwendung der Grundsätzlichen Sicherheitsvorschrift (RFS) I-2.a.

Über die allgemeinen Ziele hinaus, die für alle im 4. RP 900 zu berücksichtigenden Einwirkungen gelten (vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1) zielt das von EDF angestrebte Ziel der Verbesserung der Sicherheitsanforderungen zur Beherrschung des Luftrisikos auf die Aktualisierung der Eingabedaten (Flugverkehr, Sicherheitsziele) unter Berücksichtigung der neuesten verfügbaren Informationen ab. Die allgemeinen Entwicklungen, die für alle zu berücksichtigenden Bedrohungsszenarien gelten (vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1), werden ebenfalls berücksichtigt.

❖ **Zusammenfassung der Studien**

Diese Bedrohung wurde bereits in der Planungsphase durch die bautechnische Auslegung bestimmter Strukturen im Hinblick auf den Aufprall von Projektilen aus der allgemeinen Luftfahrt berücksichtigt.

Anlässlich der regelmäßigen Überprüfungen werden die Luftrisiken gemäß der Grundsicherheitsregel I-2.a neu bewertet, die auf einem probabilistischen Ansatz basiert, um das Risiko einer inakzeptablen Freisetzung radioaktiver Stoffe an der Standortgrenze zu bewerten.

Gemäß dieser Grundsicherheitsvorschrift (RFS) liegt die Grenzwertrichtgröße für die Wahrscheinlichkeit, dass eine inakzeptable Freisetzung radioaktiver Stoffe an der Standortgrenze akzeptiert wird, bei 10^{-6} pro Jahr und Reaktor für jede der folgenden Funktionen:

- Reaktorabschaltung und Abbau der Restleistung,
- Lagerung abgebrannter Brennelemente,
- Aufbereitung radioaktiver Abfälle.

Um der Summe der Unfallwahrscheinlichkeiten unterschiedlicher Ursachen mit vergleichbaren Folgen Rechnung zu tragen, legt die RFS I-2.a für jede betrachtete Familie von Gefahrenquellen einen Grenzwert für die Eintrittswahrscheinlichkeit des Ereignisses von 10^{-7} pro Jahr und Reaktor fest.

Das Sicherheitsziel der Studien des 4. RP 900 besteht darin, diese Wahrscheinlichkeit anhand aktueller Daten zur Unfallstatistik und der standortspezifischen Umgebungsdaten neu zu bewerten. Für jeden Standort wird ein probabilistischer Ansatz zur Bewertung der Risiken durch den Flugverkehr auf der Grundlage der standortspezifischen Daten und der Flächen der Zielobjekte erstellt.

Zu diesem Zweck werden die folgenden Daten aktualisiert:

- die Werte der Unfallstatistikparameter,
- die standortspezifischen Daten: Lage der Flughäfen/Flugplätze, Flugverkehrsdaten,
- die Werte der virtuellen Flächen (Flächen der Strukturen, die dem Risiko eines Flugzeugabsturzes ausgesetzt sind).

Die Unfallparameter, deren Gültigkeit standortunabhängig ist, wurden anhand der neuesten verfügbaren Daten aktualisiert.

Die virtuellen Flächen hängen von den Sicherheitszielen ab, die im Hinblick auf das Risiko eines „*Flugzeugabsturzes*“ zu berücksichtigen sind; diese entsprechen der Gesamtheit der Strukturen und Ausrüstungen, die für die drei gemäß RFS I-2.a definierten Funktionen erforderlich sind. Die Liste der Sicherheitsziele sowie die zugehörigen virtuellen Flächen wurden im Rahmen des 4. RP 900 aktualisiert, um den Ergebnissen der Überprüfung des 3. RP 1300 Rechnung zu tragen.

Die Ergebnisse der Studien zum Luftfahrtrisiko werden im Abschnitt über die spezifischen Merkmale der Bauphase dargestellt, da sie standortabhängig sind.

Die Änderungen der Anforderungen hinsichtlich des allgemeinen Angriffsszenarios (vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1) haben keine Auswirkungen auf dieses Thema:

- Es ist keine aktive Ausrüstung erforderlich, um die Beherrschung des Luftrisikos zu gewährleisten,
- es sind keine Maßnahmen seitens des Betreibers erforderlich, um die Beherrschung des Flugrisikos zu gewährleisten.

Ergänzend zu dem oben beschriebenen probabilistischen Ansatz hat EDF für alle Blöcke der CPY-Generation nachgewiesen, dass der Absturz eines für die allgemeine Luftfahrt repräsentativen Luftfahrzeugs auf die am stärksten exponierte Seite des Brennelementgebäudes weder ein Risiko einer mechanischen Beschädigung der Brennelemente noch einen Verlust des Wasserbestands im Lagerbecken zur Folge hat.

Spezifischer Teil zum Block 4 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Die Ergebnisse der Studie zeigen, dass die Wahrscheinlichkeit einer inakzeptablen Freisetzung radioaktiver Stoffe an der Grenze des Kernkraftwerks Blayais aufgrund des Flugverkehrs

- weniger als 10^{-6} pro Jahr und Reaktor für jede der drei Funktionen (Reaktorabschaltung und Aufrechterhaltung des kalten Stillstands, Lagerung abgebrannter Brennelemente, Aufbereitung radioaktiver Abfälle),
- weniger als 10^{-7} pro Jahr und Reaktor für jede der drei Funktionen und pro Luftfahrtkategorie (Allgemeine Luftfahrt, kommerzielle Luftfahrt und militärische Luftfahrt).

Diese Ergebnisse stehen im Einklang mit den in der RFS I-2.a festgelegten Richtwerten.

❖ **Schlussfolgerung**

Die im Rahmen des 4. RP 900 durchgeführten Studien zielen darauf ab, die Akzeptanz des mit dem Flugverkehr verbundenen Risikos unter Berücksichtigung der aktuellsten Unfallstatistiken nachzuweisen.

Die im Rahmen des 4. RP 900 für das Kernkraftwerk Blayais durchgeführte Bewertung der durch den Flugverkehr verursachten Risiken ermöglicht es, die Angemessenheit der aktuellen Schutzmaßnahmen zu begründen und die Einhaltung der Anforderungen der RFS I-2.a zu überprüfen.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Es gibt keine Änderungen zu diesem Thema beim Block 4 des Kernkraftwerks Blayais.

2.2.1.17 Ergänzende Untersuchungen

Allgemeiner Teil – Reaktorblock

➢ **Radiologische Folgen von Störfällen**

❖ **Hintergrund und Gegenstand der Studien**

Die Bewertung der radiologischen Folgen von Störfällen ist ein wesentlicher Bestandteil des Sicherheitsnachweises: Sie ermöglicht es, die Eignung der Anlage zur Erfüllung ihrer Funktion der Eindämmung radioaktiver Stoffe nachzuweisen.

Ziel dieses Vorgehens ist es, die Akzeptanz der radiologischen Folgen von Störfällen internen oder externen Ursprungs zu überprüfen – ergänzend zur Untersuchung des Störfalls selbst und zur Untersuchung der radiologischen Folgen der im Sicherheitsnachweis berücksichtigten Auslegungsunfälle.

Er besteht darin, unter den Szenarien interner oder externer Einwirkungen, die radiologische Folgen nach sich ziehen können, Szenarien mit Einwirkungen auf die Hülle zu identifizieren und anschließend die Akzeptanz ihrer radiologischen Folgen im Hinblick auf die Dosisgrenzwerte zu überprüfen, die mit den Auslegungsbetriebsbedingungen verbunden sind, welche den äquivalenten Eintrittswahrscheinlichkeiten entsprechen.

❖ **Zusammenfassung der Studien**

Die für das 3. RP 1300 angewandte Methodik wird für das 4. RP 900 fortgeführt. Die wichtigsten Schritte der Methodik werden in den folgenden Abschnitten zusammengefasst.

- Identifizierung der Hüllszenarien:

Die für die Identifizierung der Szenarien zur Mobilisierung der Quellterme geltenden Regeln und Untersuchungsannahmen entsprechen den in den Referenzdokumenten zu Einwirkungen definierten Regeln zur Untersuchung von Einwirkungen.

Angesichts der großen Anzahl von Situationen, die Gegenstand einer Überprüfung sein können (Blockkonfigurationen, Ausgangszustände, Einwirkungsarten, Standorte …), und um eine zufriedenstellende Überprüfung durchzuführen, bevorzugt die Methode einen Nachweis auf der Grundlage einer begrenzten Anzahl ausgewählter Szenarien, die aufgrund ihres Rahmencharakters herangezogen werden.

Diese Szenarien können direkt aus den Belastungsstudien stammen oder als „Entkopplungsszenarien“ ausgewählt werden, um die Analyse zu vereinfachen (Szenarien, die einerseits von den Belastungsstudien und andererseits von den daraus resultierenden thermohydraulischen Situationen und Funktionsabläufen entkoppelt sind).

Die Überprüfungsmethode ermöglicht es, Belastungen auszuschließen, bei denen aufgrund der bei der Auslegung der Gebäude und/oder Systeme getroffenen Vorkehrungen kein Risiko radiologischer Folgen besteht (einschließlich auf der Grundlage probabilistischer Kriterien durch Anwendung der Grundlegenden Sicherheitsregeln).

- Bewertung der radiologischen Folgen der Szenarien:

Die Methode zur Überprüfung der radiologischen Folgen der Hüllszenarien stützt sich auf folgende Grundsätze:

- Die Methode bevorzugt qualitative Argumente oder bereits vorliegende Berechnungen; spezielle Berechnungen werden nur dann herangezogen, wenn dies erforderlich ist;
- spezielle Berechnungen können auf der Grundlage realistischer Annahmen in Betracht gezogen werden, die gleichzeitig angemessen konservativ und mit den Regeln zur Analyse von Einwirkungen vereinbar sind.

- Beurteilung der Eintrittswahrscheinlichkeit der Szenarien:

Die Bewertung der Eintrittswahrscheinlichkeit der Hüllszenarien kann auf qualitativen oder quantitativen Ansätzen beruhen. Ist eine Bewertung der Eintrittswahrscheinlichkeit unter Berücksichtigung des aktuellen Wissensstands nicht möglich, zieht EDF eine Einordnung dieser Eintrittswahrscheinlichkeit vor und vergleicht die Ergebnisse der Hüllszenarien unter strengerer Bewertung mit den Dosisgrenzwerten der Kategorie, die der höchsten Eintrittswahrscheinlichkeit innerhalb des Einordnungsrahmens entspricht.

Wenn ein Hüllszenario ausreichend geringe radiologische Folgen aufweist, ist die Bestimmung seiner Eintrittswahrscheinlichkeit nicht mehr von Bedeutung. In der Praxis hat EDF einen Dosiswert festgelegt, unterhalb dessen die Eintrittswahrscheinlichkeit der Einfallszenarien nicht untersucht wird. Dieser Dosiswert wurde auf den Entkopplungswert von 0,5 mSv festgelegt, was der Hälfte des jährlichen Grenzwerts für die effektive Dosis bei der Exposition der Bevölkerung gegenüber ionisierender Strahlung entspricht (Artikel R1333-11 des Gesetzes über das öffentliche Gesundheitswesen).

- Vergleich der radiologischen Folgen mit den Grenzwerten:

Sobald die Wahrscheinlichkeit des Szenarios eingegrenzt wurde, kann der Vergleich der radiologischen Folgen in Form eines Hüllkurvenansatzes mit den Dosisgrenzwerten der Kategorie durchgeführt werden, die dem

oberen Grenze der Einordnung (die den strengsten Dosisgrenzwerten entspricht). Die ausgewählten

Hüllszenarien beziehen sich auf folgende Einwirkungen:

- Durch starken Wind verursachte herumfliegende Gegenstände;
- Erdbeben;
- Rohrleitungsausfälle und interne Überflutung;
- Brand.

Ein Rahmen-Szenario für die Einwirkung „Interne Explosion“ wird ebenfalls im Hinblick auf die Robustheit definiert. Die

folgenden Einwirkungen werden durch die Anwendung der entsprechenden Grundsicherheitsregeln berücksichtigt:

- Risiken im Zusammenhang mit dem industriellen Umfeld und den Verkehrswegen – Explosionen außerhalb des Standorts;
- Risiken im Zusammenhang mit Flugzeugabstürzen.

Durch Anwendung der Grundlegenden Sicherheitsregeln wird für diese Einwirkungen überprüft, dass die Wahrscheinlichkeit einer inakzeptablen Freisetzung radioaktiver Stoffe an der Standortgrenze unter 10^{-6} pro Jahr und Reaktor liegt.

Bestimmte Einwirkungen, die zu Szenarien mit dem Einsatz von Strahlenquellen sehr geringer Aktivität führen können oder hinsichtlich der Freisetzungen durch andere Szenarien abgedeckt sind, waren nicht Gegenstand einer speziellen Bewertung der radiologischen Folgen.

Schließlich können bestimmte Störfälle keine Szenarien hervorrufen, die zu radiologischen Folgen führen.

Die Ergebnisse dieser Studien haben die Akzeptanz der radiologischen Folgen aller ausgewählten Szenarien aufgrund ihres Umfassungscharakters nachgewiesen.

❖ **Schlussfolgerung**

Die Überprüfung der Akzeptanz der radiologischen Folgen von Störfällen internen oder externen Ursprungs erfolgte gemäß der für das 3. RP 1300 angewandten Methodik. Die Schlussfolgerungen der Studien belegen die Akzeptanz der radiologischen Folgen der Störfälle im Hinblick auf die für das 4. RP 900 angestrebten Ziele.

➢ **<u>Zugänglichkeit der Räumlichkeiten zur Durchführung von Maßnahmen im Falle eines Angriffs</u>**

Die Zugänglichkeitsanalyse dient dazu, sicherzustellen, dass die Störfälle keine Veränderungen der Umgebungsbedingungen hervorrufen, die die Durchführung der vor Ort erforderlichen Maßnahmen zur Bewältigung eines Störfalls beeinträchtigen könnten. Die Maßnahmen, deren Durchführung kurzfristig erforderlich ist, werden analysiert, um die Einhaltung der Sicherheitsziele der Störfallszenarien zu gewährleisten.

In einer Angriffssituation sind die Umgebungsbedingungen, die sich ungewöhnlich verändern können, vielfältiger Natur und spezifisch für jeden der betrachteten Angriffe.

Der Ansatz zur Zugänglichkeit der Räumlichkeiten in Angriffssituationen besteht darin, diejenigen zu ermitteln, die anhand der folgenden Kriterien eine nachweisliche Herausforderung darstellen:

- Notwendigkeit, Maßnahmen vor Ort durchzuführen, um den Angriff selbst oder dessen funktionale Folgen zu bewältigen,
- sowie das Vorliegen von Umgebungsbedingungen, die durch den Angriff verursacht werden und die Räumlichkeiten, in denen Maßnahmen erforderlich sind, unzugänglich machen können (z. B. Rauch und Feuer bei einem Brandangriff oder Wind und Geschosse bei einem PGGV-Angriff).

Die folgenden Gefahrenlagen wurden anhand dieser Kriterien überprüft:

- Innenüberflutung und Rohrleitungsausfälle,
- Erdbeben,
- Brand,
- externe Überschwemmung,
- extreme Kälte,
- Hitzewelle,
- PGGV.

Nach Abschluss aller im Rahmen des 4. RP 900 auf der CPY-Stufe durchgeführten Überprüfungen stellen die Umgebungsbedingungen in den Räumlichkeiten, in denen Maßnahmen zur Bewältigung von Störfällen erforderlich wären, die Fähigkeit der Einsatzkräfte nicht in Frage, die erforderlichen Maßnahmen in diesen Räumlichkeiten über den erforderlichen Zeitraum hinweg durchzuführen.

Ergänzend dazu hat EDF in Anwendung der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [FOH-B] die tatsächliche Fähigkeit der Einsatzkräfte vor Ort überprüft, die Räumlichkeiten zu betreten und dort die im Nachweis der nuklearen Sicherheit im Falle eines Angriffs erforderlichen Maßnahmen durchzuführen (z. B. Zugänglichkeit der Kontroll- und Steuerungselemente, Fähigkeit zur Durchführung der Maßnahmen beim Tragen von persönlicher Schutzausrüstung, Verfügbarkeit der Werkzeuge, für den Zugang erforderliche Zeit). Die von EDF im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung der Reaktoren der 900-MWe-Klasse vorgesehenen Maßnahmen lauten wie folgt:

- Betriebsanpassung, um den Einsatz von Selbstüberwachungszellen zu ermöglichen, mit denen die RCV-RIS-Ventile im Falle eines APRP4 vom BL aus betätigt werden können. Geplante Änderung in Phase B;
- Umsetzung des Leitfadens zum Strahlenschutz bei radiologischen Notfällen spätestens in Phase B „Ergänzungen“;
- Bereitstellung der Liste der Räume, die Umwälzkreisläufe (Unfälle mit und ohne Kernschmelze) und/oder Durchführungen durch den Sicherheitsbehälter enthalten, an den Betreiber spätestens in Phase B „Ergänzungen“;
- Aktualisierung der Sonderbetriebsvorschrift für schwere Wetterereignisse, um im Falle einer Vorwarnung vor starkem Wind die vorläufige Ausrichtung der Nachspeisung der ASG-Abdeckung durch SER zu veranlassen. Aktualisierung in Phase B „Ergänzungen“ vorgesehen.

Darüber hinaus hat EDF eine Lösung für die CPY-Ebene definiert, um zu vermeiden, dass in einer H3-Situation im API-Zustand NSO (PNPE1592) auf das Innere des BR zugegriffen werden muss. EDF beabsichtigt, diese Lösung in Phase B „Ergänzungen“ umzusetzen.

Spezifischer Teil zu Block 4 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPE1592 „Bedienbarkeit von RCV050VP vom BL aus in Situation H3 in der SPS NSO“ wird im Rahmen der Phase B „Ergänzungen“ der Änderungen des 4. RP 900 im Block 4 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt.

2.2.2 Anstreben eines Kernschmelzrisikos, das Einwirkungen von etwa 10^{-4} pro Jahr einbezieht. Reaktor

Allgemeiner Teil – Stufe

In Übereinstimmung mit Artikel 3.3 des geänderten Erlasses vom 7. Februar 2012 werden die probabilistischen Sicherheitsstudien (EPS) der Stufen 1 und 2 von EDF im Zuge der Überprüfungen ergänzend zu den deterministischen Analysen herangezogen, um das Risiko einer Kernschmelze und das Risiko radioaktiver Freisetzungen zu bewerten und so das Sicherheitsniveau der Anlagen einzuschätzen. Nach den internen Ereignissen wird der von den EPS abgedeckte Bereich schrittweise auf interne und externe Einwirkungen ausgeweitet.

Für jeden Standort der CPY-Generationsstufe wurde eine „Screening"-Analyse aller Einwirkungen durchgeführt, um auf der Grundlage expliziter Kriterien die Standorte und Einwirkungen zu ermitteln, für die eine probabilistische Analyse geeignet sein könnte. Diese Analyse zur Auswahl externer Einwirkungen, die für eine probabilistische Bewertung der radiologischen Risiken in Frage kommen, wird nach einer Methodik durchgeführt, die dem internationalen Stand der Technik entspricht. Diese Methodik identifiziert etwa fünfzig plausible Phänomene, die für jeden der in Betrieb befindlichen Standorte des Parks bewertet werden müssen, und legt verschiedene qualitative und quantitative Kriterien fest, anhand derer die Einwirkungen ausgewählt werden können, für die eine probabilistische Analyse erforderlich sein könnte.

So werden unter den im Anschluss an diese Screening-Analyse ausgewählten Einwirkungen die Relevanz und die Priorisierung der probabilistischen Analysen insbesondere auf der Grundlage folgender Elemente bewertet:

- dem Stand des Wissens hinsichtlich der Charakterisierung (Intensität, Dauer, Häufigkeit…) der betrachteten externen Phänomene,
- der aktuelle Wissensstand hinsichtlich der Charakterisierung der Folgen für die Anlage,
- die mit den Einwirkungen verbundenen Risiken in Abhängigkeit von deren Häufigkeit und potenziellen Folgen,
- die bis zum Ablauf des 4. RP 900 geplanten Änderungen an Anlage und Betrieb, insbesondere die Änderungen nach dem Unfall von Fukushima.

Die Beanspruchungen, die im Anschluss an die Screening-Analyse berücksichtigt wurden, für die jedoch die Entwicklung probabilistischer Analysen im Rahmen des 4. RP 900 als nicht relevant erachtet wird, sind zudem Gegenstand einer Begründung, die sicherstellt, dass das damit verbundene Risikoniveau im Hinblick auf die Auslegung des Kraftwerks akzeptabel ist.

Für alle Standorte der CPY-Generation lauten die Schlussfolgerungen der Screening-Analyse wie folgt:

- Die Einwirkungsfaktoren „externe Überschwemmung" und „Erdbeben" kommen für eine probabilistische Analyse in Frage.
- Die bestehenden Studien zum Sicherheitsnachweis bezüglich Flugzeugabsturz und Luftdruckwelle stellen probabilistische Referenzanalysen dar (Anwendung der RFS).
- Hinsichtlich des Risikos eines Meteoriteneinschlags und des damit verbundenen Tsunami-Risikos wird die Entwicklung einer probabilistischen Analyse angesichts des Restrisikos als nicht relevant erachtet.
- Hinsichtlich des erdbebenbedingten Einsturzes von Bauwerken wurde ein vereinfachter und konservativer Ansatz mittels des EPS-Erdbebenmodells entwickelt.
- Was die „Grands Chauds" betrifft, wurde die Entwicklung einer probabilistischen Analyse zusätzlich zum deterministischen Ansatz für das 4. RP 900 nicht berücksichtigt, da die Auslegungsspielräume, die Vorhersehbarkeit der Einwirkung und deren ausreichend langsame Kinetik die Einrichtung zusätzlicher Resilienzmaßnahmen ermöglichen.
- Was Extremwinde und Tornados betrifft, wurde die Entwicklung einer probabilistischen Analyse nicht berücksichtigt, da ein Schutz vor durch starke Winde erzeugten Projektilen (PGGV) sowie die Umsetzung von Schutzmaßnahmen gegen „Noyau Dur"-Tornados gegeben ist, die die Anlage vor

höchst unwahrscheinliche Belastungsstufen (vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7).

Schließlich hat EDF im Rahmen des 4. RP 900 eine probabilistische Analyse des Risikos durchgeführt, das mit einer Überschwemmung infolge eines Rohrbruchs im CRF-Kühlwasserkreislauf im Maschinenraum verbunden ist. Die Erkenntnisse aus dieser Analyse werden im Abschnitt über die spezifischen Blockstudien vorgestellt, da sie standortabhängig sind.

Das Ziel des probabilistischen Ansatzes besteht darin, die Robustheit der Anlage gegenüber den betrachteten Einwirkungen zu überprüfen, indem die Wahrscheinlichkeit der damit verbundenen Risiken bewertet wird. Dieser Ansatz ermöglicht es, Erkenntnisse zu gewinnen, die die aus dem deterministischen Ansatz gewonnenen ergänzen.

Im Rahmen des 4. RP 900 hat EDF die folgenden probabilistischen Studien durchgeführt (siehe die folgenden Absätze):

- EPS Brand,
- EPS Interne Explosion,
- EPS „Interne Überschwemmung“,
- EPS „Externe Überschwemmung“,
- EPS Erdbeben.

Anmerkung: Dieser Absatz befasst sich ausschließlich mit den Störfällen der Stufe 1 im Zusammenhang mit dem Reaktorgebäude. Die Störfälle der Stufe 2 werden in Abschnitt 4 – Unfälle mit Kernschmelze behandelt. Die Störfälle im Zusammenhang mit der Untersuchung der Freilegung von Brennelementen im Brennelementbecken werden in Abschnitt 3 – Brennelementbecken behandelt.

2.2.2.1 EPS Brand

Im Rahmen des 4. RP 900 führt EDF Brand-EPS der Stufe 1 durch, um die Risiken einer Kernschmelze infolge eines Brandes zu bewerten.

❖ **Methodik**

Die für die Brand-EPS der CPY-Stufe gewählte Methodik orientiert sich an den internationalen Referenzpraktiken und dem Stand der Technik (NUREG CR-6850) und gliedert sich in mehrere aufeinanderfolgende Phasen, die es ermöglichen, die detaillierten Analysen auf die sensibelsten Brandvolumina zu konzentrieren. Sie steht im Einklang mit der für das 3. RP 1300 gewählten und angewandten Methodik.

➢ **Unterteilung in Brandabschnitte und Untersuchungsbereich (Phase 0)**

Das Kernkraftwerk Tricastin, insbesondere die beiden Blöcke 1 und 2, wurde als repräsentativer Referenzstandort der CPY-Stufe für die Brandschutz-EPS-Studie ausgewählt.

Die CPY-Brand-EPS ermöglicht:

- die Bewertung des Kernschmelzrisikos (RFC) infolge eines Brandes (auf der Grundlage eines sogenannten „BR-Modell“ genannten *Modells*) für den Reaktorbetrieb oder den Stillstand (EPS der Stufe 1),
- die Bewertung des Risikos einer Freilegung des im Abklingbecken gelagerten Brennstoffs (auf der Grundlage eines sogenannten „BK-Modells“) für den Reaktorbetrieb oder den Stillstand (EPS der Stufe 1) im Falle eines Brandes im Brennstoffgebäude (BK). Die Ergebnisse dieser EPS werden in Abschnitt 3 vorgestellt,
- die Bewertung des Risikos von Freisetzungen in die Atmosphäre im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze infolge eines Brandes (EPS der Stufe 2). Die Ergebnisse dieser EPS werden in Abschnitt 4 – Unfälle mit Kernschmelze – vorgestellt.

Der Untersuchungsbereich umfasst den Kernkraftwerksbereich und den konventionellen Bereich der Blöcke 1 und 2 des Kernkraftwerks Tricastin.

➢ **Qualitative Auswahl der Brandvolumina (Phase 1)**

Die funktionalen Auswirkungen eines Brandszenarios auf den untersuchten Block werden ermittelt, indem potenziell ausgelöste Brandauslöser sowie die durch den Brandausfall unbrauchbar gewordenen Anlagen identifiziert werden.

Die erste Phase besteht in der Durchführung einer Funktionsanalyse aller Anlagen und ihrer unterstützenden Funktionen (Elektrik, Belüftung usw.), deren Ausfall durch einen Brand entweder zu einem auslösenden Ereignis oder zum Versagen einer Schutzmaßnahme des EPS-Modells für interne Ereignisse der Stufe 1 führen (oder dazu beitragen) kann. Nach Abschluss dieser Phase werden für die weitere Untersuchung nur noch jene Brandvolumina berücksichtigt, in denen das Auftreten eines Brandes wahrscheinlich zu einem ungewollten Transienten führen kann.

➢ **Quantitative Auswahl der Brandvolumina (Phase 2)**

Ziel der zweiten Phase ist es, eine erste Abschätzung des Kernschmelzrisikos vorzunehmen und die maßgeblichen Brandvolumina zu identifizieren, die einer eingehenden Analyse bedürfen.

Zu diesem Zweck wird für jeden der aus Phase 1 stammenden Brandbereiche eine pauschale Quantifizierung des durch einen Brand verursachten Kernschmelzrisikos vorgenommen. Dabei wird in dieser Phase konservativ davon ausgegangen, dass unabhängig davon, wo in einem Brandbereich der Brand ausbricht, alle darin befindlichen Anlagen systematisch durch den Brand zerstört werden.

Die Brandausbruchswahrscheinlichkeit des Brandbereichs wird aus der Summe der individuellen Brandausbruchswahrscheinlichkeiten aller im Brandbereich vorhandenen „Brandausbruchsquellen“ berechnet.

Am Ende dieser Phase wird jedes Brandszenario, das einen Zündauslöser hervorruft, konservativ modelliert, und die damit verbundenen transienten Vorgänge werden bewertet, um das Risiko einer Kernschmelze infolge eines Brandes abzuschätzen. Nach Abschluss dieser konservativen Quantifizierung werden für eine realistischere Quantifizierung der Brandszenarien nur die Brandvolumina berücksichtigt, die ein überwiegenendes Risiko darstellen. Die Risikobewertung der Phase 2 für die Brandvolumina, die nicht für Phase 3 ausgewählt wurden, wird bei der Berechnung des Gesamtrisikos berücksichtigt.

➢ **Detaillierte Analyse der Brandszenarien (Phase 3)**

Ziel dieser Phase ist es, die Quantifizierung des durch einen Brand verursachten Kernschmelzrisikos für die in Phase 2 als vorrangig ausgewählten Brandvolumina zu verfeinern, indem die Art der Brandausbruchsquellen, die physikalische Ausbreitung des Brandes sowie die (automatischen und manuellen) Brandmelde- und Löschvorrichtungen charakterisiert werden.

Auf der Grundlage physikalischer Studien zur Brandausbreitung wird eine realistische Bewertung des Brandszenarios durchgeführt, um für jede Brandursache (materieller und menschlicher Ursprungs) die Ausfallzeit jedes potenziell betroffenen Ziels zu ermitteln.

Im Anschluss an diese Phase wird jedes Brandszenario, das ein in Phase 2 festgelegtes Feuervolumen beinhaltet und einen Zündimpuls auslöst, realistisch modelliert, und die damit verbundenen transienten Vorgänge werden ausgewertet, um das Risiko einer Kernschmelze infolge eines Brandes abzuschätzen. Die Bewertung des durch einen Brand im Kontrollraum verursachten Risikos wird ebenfalls in dieser Phase der Studie behandelt.

Die Analyse wird durch Szenarien mit mehreren Brandräumen ergänzt, die die Ausfallwahrscheinlichkeit der Brandabschnittsbildung (Brandschutzklappen und -türen) zwischen zwei benachbarten Brandräumen des Elektrikgebäudes berücksichtigen.

Das mit dem Brandschutzkonzept verbundene Gesamt-Kernschmelzrisiko (RFC) ergibt sich dann aus der Summe der in Phase 2 quantifizierten, konservativ geschätzten RFC-Werte für die Brandabschnitte und der realistischeren RFC-Werte der in Phase 3 quantifizierten Brandabschnitte.

➢ **Sensitivitäts- und Unsicherheitsanalyse, Zusammenfassung der Ergebnisse (Phase 4)**

Diese letzte Phase der Brand-EPS umfasst:

- die Unsicherheiten zu identifizieren, die die Messungen der Beiträge zum Brandrisiko beeinflussen;
- die Auswirkungen dieser Unsicherheiten auf die Quantifizierung der Risikobeiträge zu bewerten und zu analysieren.

❖ **Erkenntnisse aus den Studien**

Die Brandrisikobewertung (EPS) zeigt den maßgeblichen Beitrag des Elektrikgebäudes zum Risiko einer Kernschmelze infolge eines Brandes auf, wenn der Reaktor in Betrieb ist. Tatsächlich könnte ein Brand im Elektrikgebäude in bestimmten Situationen zum Ausfall des Stromkreises A und der externen Stromversorgungen führen. Die Redundanz der Stromkreise und ihrer internen Stromversorgungen (Dieselgeneratoren), der Schutz von Kabelabschnitten (PNPE1258 und PNPE1277) sowie die Umsetzung der im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung der Reaktorklasse eingeführten „Hard Core“-Maßnahmen ermöglichen es jedoch, dieses Risiko zu verringern.

Die durch die Brand-EPS 900 hervorgehobene Gruppe der vorherrschenden Szenarien entspricht einem Brandausbruch, der die Steuerung der Druckausgleichsventile (SDP) angreift und ein unbeabsichtigtes Öffnen der SEBIM-Ventiltandems zur Folge hat. Eine im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung 900 umgesetzte technische Änderung ermöglicht es, diesem Risiko eines unbeabsichtigten Öffnens der SDP infolge eines Brandes im nicht angeschlossenen RRA-Zustand (PNPE1216) entgegenzuwirken.

Darüber hinaus waren die brandgefährdeten Bereiche des Elektroraums Gegenstand eines Schreibens der Geschäftsleitung an die Leiter der Kernkraftwerke. In diesem Schreiben wird darum gebeten, den mit diesen Räumlichkeiten verbundenen Sicherheitsaspekten besondere Aufmerksamkeit zu widmen.

Die mehrteilige Brandschutzsimulation hat die Bedeutung der Brandabschnittsbildung und der Brandmeldeanlagen für die Brandbekämpfung und die Eindämmung der Brandausbreitung deutlich gemacht.

Das für diesen Störfall geschätzte Risiko einer Kernschmelze liegt in der Größenordnung von einigen 10^{-6} pro Jahr und Reaktor.

❖ **Antwort auf die Vorschrift [AGR-E-I]**

EDF hat geeignete Betriebsvorschriften definiert und umgesetzt, die Maßnahmen zur Begrenzung der Wärmebelastung und zur Kontrolle von Arbeiten, die einen Brand auslösen könnten, in den folgenden Räumen vorsehen:

- Räumlichkeiten, in denen ein Brand erheblich zum Risiko einer Kernschmelze oder einer Freilegung der Brennelemente im Brennelementlagerbecken beiträgt;
- Räumlichkeiten, deren Brandabschnittsbildung durch mindestens eine Tür gewährleistet ist, deren geöffneter Zustand im Brandfall zu einer erheblichen Erhöhung des Risikos einer Kernschmelze oder zum Ausfall der redundanten Wasserzufuhrsysteme oder der Kühlsysteme für das Brennelagerbecken führt.

2.2.2.2 EPS Interne Explosion

EDF hat eine probabilistische Analyse des Risikos einer internen Explosion durchgeführt, die auf der Bewertung der Häufigkeit der Bildung einer explosionsfähigen Atmosphäre (ATEX) infolge eines Lecks an den demontierbaren Verbindungsstellen der Wasserstoffkreisläufe der Anlage basiert. Diese Analyse wird durch eine Bewertung der Folgen der Explosion für die Anlage ergänzt.

❖ **Methodik**

Der von EDF umgesetzte Ansatz ist innovativ, da es auf internationaler Ebene bisher keine probabilistische Analyse zum Risiko einer internen Explosion und keinen detaillierten methodischen Leitfaden gibt.

Die Analyse umfasst alle Bereiche, in denen aufgrund einer Wasserstofffreisetzung die Gefahr der Bildung einer explosionsfähigen Atmosphäre besteht, deren Explosion Auswirkungen auf die Sicherheit der Anlage haben kann.

Es handelt sich dabei um folgende Bereiche:

- die Räume von BAN und BW, in denen sich Wasserstoffkreisläufe mit demontierbaren Bauteilen (Ventile, Klappen, Mannlöcher, Messgeräte usw.) befinden,
- die Räume, in denen wasserstofferzeugende Prozesse stattfinden (Batterieräume),
- der Maschinenraum.

Die entwickelte Methodik ermöglicht es, im Einklang mit dem zeitlichen Ablauf des Störfalls die Häufigkeit der Bildung einer explosionsfähigen Atmosphäre (ATEX) und deren Zündwahrscheinlichkeit zu bewerten und daraus anhand der Analyse der Folgen für die Anlage das Risiko einer dadurch verursachten Kernschmelze abzuleiten.

➢ **Bewertung der Häufigkeit der Bildung einer explosionsfähigen Atmosphäre (ATEX)**

Für jeden Raum basiert die Bewertung der Häufigkeit der Entstehung einer ATEX auf der Identifizierung von Szenarien, die zu einer Wasserstoffkonzentration führen können, die über der unteren Explosionsgrenze (festgelegt auf 4 % Wasserstoff) liegt, unter Berücksichtigung:

- Ereignisse wie menschliches Versagen oder Materialfehler, die zur Bildung einer ATEX führen können,
- die vorgesehenen Maßnahmen zur Verhinderung der Entstehung einer ATEX: Belüftung, Absperrventile, Rückschlagklappen, menschliches Handeln.

➢ **Berechnung der Zündwahrscheinlichkeit dieser ATEX**

In Situationen, in denen die Verweildauer der ATEX zeitlich begrenzt ist, wird die Entzündungswahrscheinlichkeit der ATEX anhand von 3D-Ausbreitungsberechnungen der Wasserstoffwolke im Raum bewertet.

➢ **Analyse der Auswirkungen der Explosion auf die Anlagen**

Dieser Schritt stützt sich auf die vorherige Identifizierung der Räume, die potenziell vom durch die Explosion verursachten Überdruck betroffen sind, wobei die vereinfachte und sehr konservative Annahme getroffen wird, dass die gesamte in diesen Räumen befindliche Ausrüstung verloren geht. Eine Funktionsanalyse ermöglicht es anschließend, eine Verbindung zwischen der vermeintlich verlorenen Ausrüstung und

- den durch diese Verluste ausgelösten Unfallszenarien (sogenannte induzierte Auslöser),
- den durch die Explosion außer Betrieb gesetzten Sicherheitssystemen.

Schließlich werden die Maßnahmen des Bedienpersonals nach dem Unfall (z. B. Maßnahmen vor Ort) analysiert und ihre Ausfallwahrscheinlichkeit unter Berücksichtigung der durch die Explosion verschlechterten Rahmenbedingungen streng bewertet. Für jeden Raum, in dem es zu einem ATEX-Ereignis kommen kann, wird dann das von der Explosion bedingte Risiko einer Kernschmelze bestimmt, wobei für jeden Zustand des Reaktorkessels das durch die Explosion ausgelöste Szenario berücksichtigt wird, das zur höchsten Häufigkeit einer Kernschmelze führt.

➢ **Gesamtberechnung des Kernschmelzrisikos**

Die Gesamtbewertung des Risikos für alle Räume der Anlage erfolgt durch Summierung der Beiträge zum Kernschmelzrisiko aller für jeden Raum berücksichtigten Szenarien. Auf diese Weise lässt sich das durch die Einwirkung einer internen Explosion verursachte Gesamtkernschmelzrisiko bewerten.

➢ **Risikogerechter Ansatz**

Gemäß den behördlichen Vorgaben (Artikel 1.1 des geänderten Erlasses vom 7. Februar 2012) wurde ein risikoproportionaler Ansatz umgesetzt. Folglich wird die vollständige oder teilweise Anwendung dieses Ansatzes je nach Fall angepasst. So wird für den Maschinenraum die Explosionswahrscheinlichkeit direkt anhand der Erfahrungswerte bewertet. Für Räume mit Batterien wird keine Entzündungswahrscheinlichkeit gemäß ATEX bewertet: Jedes ATEX-Szenario wird konservativ mit einer sicheren Explosion gleichgesetzt.

❖ **Erkenntnisse aus den Studien**

Die erzielten Ergebnisse zeigen, dass das Risiko einer internen Explosion unter Kontrolle ist; das Risiko einer Kernschmelze liegt in der Größenordnung von einigen 10^{-6} pro Jahr und Reaktor.

Angesichts des Risikos, das von den im BL befindlichen Batterieräumen ausgeht, wurde beschlossen, eine Änderung umzusetzen, um die Ansammlung von Wasserstoff in den Batterieräumen zu verhindern (PNPE1330). Insbesondere für den Raum L311 ist die Installation eines passiven autokatalytischen Rekombinators (RAP) vorgesehen.

2.2.2.3 EPS für interne Überflutung

Im Rahmen des 4. RP 900 hat EDF eine interne Überschwemmungsstudie der Stufe 1 in Übereinstimmung mit internationalen Praktiken durchgeführt.

❖ **Methodik**

Der für die EPS „Interne Überflutung“ der CPY-Stufe gewählte Ansatz basiert auf den Empfehlungen des EPRI-Leitfadens 1019194 „Guidelines for Performance of Internal Flooding Probabilistic Risk Assessment“ vom Dezember 2009. Diese Methodik steht im Einklang mit der internationalen Praxis. Sie gliedert sich in zwei Phasen:

➢ **Qualitative Bewertung (Phase 1)**

Zunächst wird das Kernkraftwerk Tricastin als repräsentativer Referenzstandort der CPY-Stufe für die Untersuchung der internen Überflutung ausgewählt. Konkret wird Block 1 für die Bewertung herangezogen. Interne Überflutungszonen (ZII) werden entsprechend den Schnittstellen zwischen den Räumlichkeiten definiert. Jede interne Überschwemmungszone ist durch physische Barrieren, die die Ausbreitung des Wassers begrenzen, von ihren Nachbarzonen getrennt. Innerhalb dieser Zonen werden die verschiedenen potenziellen Überschwemmungsquellen, die betroffenen Anlagen sowie die verschiedenen Wege der Ausbreitung der Überschwemmung außerhalb dieser Zone erfasst. Zur Ergänzung der zuvor gesammelten Informationen wird zudem eine detaillierte Inspektion vor Ort durchgeführt.

Am Ende dieser Phase erfolgt schließlich eine qualitative Auswahl der Zonen und Quellen für interne Überschwemmungen, um diejenigen Quellen aus dem Untersuchungsumfang auszuschließen, die keinen Einfluss auf die Sicherheit des Reaktorblocks haben.

➢ **Quantitative Bewertung (Phase 2)**

In dieser Phase werden die Szenarien für eine interne Überflutung anhand des betroffenen Bereichs, der Quelle und der Überflutungsmenge charakterisiert.

Die funktionalen Auswirkungen eines Überflutungsszenarios auf den untersuchten Reaktorblock werden ermittelt, indem potenziell ausgelöste Auslöser sowie die durch die Überflutung außer Betrieb gesetzten Anlagen identifiziert werden. Zu diesem Zweck ermöglichen Massenbilanzberechnungen zwischen dem in einen Bereich einströmenden Durchfluss und den Abflussmengen in andere Bereiche die Ermittlung der durch die Überflutung erreichten Wasserhöhe und damit der betroffenen Anlagenkomponenten.

Anschließend werden die Hochwasserhäufigkeiten für jedes zuvor charakterisierte Szenario berechnet, wobei einerseits das Auftreten von Dammbrüchen und andererseits menschliches Versagen vor dem Unfall (Wartung, Fehler bei der Leitungsführung) als potenzielle Ursachen für eine interne Überflutung berücksichtigt werden.

Die Benachteiligung des Betriebs nach einem Unfall wird ebenfalls berücksichtigt, sofern erforderlich. Darüber hinaus können menschliche Maßnahmen zur Eindämmung der Überflutung von Fall zu Fall bewertet werden, sofern dies relevant ist.

Am Ende dieser Phase wird jedes interne Überflutungsszenario, das einen Auslöser hervorruft, modelliert, und die damit verbundenen Transienten werden bewertet, um das Risiko einer Kernschmelze infolge einer internen Überflutung abzuschätzen.

❖ **Erkenntnisse aus den Studien**

Die interne Überschwemmungs-Sicherheitsanalyse (EPS) verdeutlicht den maßgeblichen Beitrag des Elektrikgebäudes zum Risiko einer Kernschmelze infolge einer internen Überschwemmung, wenn der Reaktor in Betrieb ist. Tatsächlich könnte eine Überschwemmung im Elektrikgebäude in bestimmten Situationen zum Ausfall des Stromkreises A und der externen Stromversorgungen führen. Die Redundanz der Stromversorgungswege und ihrer internen Stromversorgungen (Dieselgeneratoren) sowie die Umsetzung der im Rahmen der 4. Sicherheitsüberprüfung der 900-MWe-Generationsstufe eingeführten „Hard Core"-Maßnahmen ermöglichen eine erhebliche Verringerung dieses Risikos.

Darüber hinaus haben die Erkenntnisse aus den internen Überschwemmungs-Sicherheitsanalysen (EPS) der Baureihe CPY zur Umsetzung der Änderung „Schutz vor interner Überschwemmung der Räume des Strompfads B auf Ebene 4 des Elektrikgebäudes – Bodensiphon" (PNPE1279) geführt. Diese Änderung zielt darauf ab, eine Wasseransammlung in den Räumen des Trakts B auf Ebene 4 des Elektrikgebäudes zu verhindern, wenn die Überschwemmung aus den Räumen des Trakts A stammt. Zudem wurde die Dichtheit der Bodenöffnungen der ARE-VVP-Kammern bei einer Wasserhöhe von 50 cm überprüft; sie verhindert eine Ausbreitung in die darunterliegenden Räume, falls das Wasser aus diesen Räumen stammt.

Die Umsetzung dieser Änderung sowie die Einführung der „Noyau Dur"-Maßnahmen im Rahmen des 4. RP 900 ermöglichen eine erhebliche Verringerung des Risikos einer Kernschmelze, das sich dann auf etwa 10^{-6} pro Jahr und Reaktor beläuft.

2.2.2.4 EPS bei externer Überflutung

Die Sicherheitsmaßnahme „Externe Überflutung" wurde erstmals für die in Betrieb befindlichen Reaktoren im Rahmen des 4. RP 900 entwickelt und angewendet und stellt somit eine technische Innovation im Bereich der Sicherheitsmaßnahmen für den französischen Reaktorpark dar.

❖ **Methodik**

Die externe Überschwemmungs-Sicherheitsbewertung der CPY-Generation wird für jeden der anfälligen Blöcke durchgeführt – sofern nicht die Repräsentativität bestimmter Blöcke nachgewiesen werden kann –, und zwar für alle Gebäude und alle Betriebszustände bei im Reaktorbehälter befindlichem Brennstoff. Der für die Untersuchung des Flusshochwassers vorgesehene allgemeine Analyseansatz umfasst drei Schritte:

- Schritt 1 *„Charakterisierung des* Gefahrenereignisses" – Die Durchflussmessdaten für jedes Kernkraftwerk liegen für einen Zeitraum von etwa 100 Jahren vor. Die Repräsentativität der statistischen Hochrechnungen aus diesen Datensätzen bis hin zu Werten für ein tausendjähriges Hochwasser wird unter Berücksichtigung eines 70-prozentigen Konfidenzintervalls zur Einbeziehung der Unsicherheiten bewertet. Jenseits dieser Wiederkehrwerte sind die Unsicherheiten zu groß, um die Relevanz der extrapolierten Abflussmengen zu gewährleisten und somit ein kontinuierliches Gefahrenspektrum zu erstellen. Daher zielt diese probabilistische Analyse darauf ab, die Größenordnungen des mit dem Hochwasser verbundenen Risikos zu bestimmen, indem das Hochwasserrisiko anhand der Häufigkeiten definiert wird, die mit den für die Dimensionierung der Schutzmaßnahmen des Standorts herangezogenen Hochwasserständen verbunden sind.

- Schritt 2 *„Modellierung der* Abläufe“ – Für jedes der identifizierten Hochwasserszenarien werden die Ausfälle von Anlagen analysiert, um die Auslöser – interne Ereignisse, die durch den Wassereinbruch hervorgerufen werden können – sowie die potenziellen Ausfälle der Schutzmaßnahmen zu ermitteln, die zur Bewältigung der Folgen dieser Auslöser erforderlich sind. Menschliche Präventionsmaßnahmen (Umsetzung der in den „Besonderen Verhaltensregeln“ vorgesehenen Schutzvorkehrungen) werden berücksichtigt, und die menschliche Zuverlässigkeit wird angesichts der Vorhersagbarkeit des Ereignisses mit einem Erfolgsfaktor in der Größenordnung von 1 quantifiziert. Schließlich werden auch die Maßnahmen des Betriebspersonals nach einem Unfall (z. B. Maßnahmen vor Ort) analysiert, und die Ausfallwahrscheinlichkeit wird unter Berücksichtigung der Wasserstände am Standort und der materiellen Folgen vor Ort quantifiziert.
- Schritt 3 *„Risikobewertung*“ – Anschließend wird die Größenordnung des Risikos einer Kernschmelze quantifiziert.

❖ **Erkenntnisse aus den Studien**

Die Ergebnisse der externen Überschwemmungs-Sicherheitsüberprüfung (EPS) und die sich daraus möglicherweise ergebenden Änderungen werden im Abschnitt über die blockbezogenen Studien dargestellt, da sie standortabhängig sind.

2.2.2.5 EPS Erdbeben

Im Rahmen der Fortführung des Betriebs nach 40 Jahren hat sich EDF verpflichtet, den „historischen“ Ansatzes des Sicherheitsnachweises in Bezug auf Erdbeben durch eine Robustheitsanalyse zu ergänzen, wobei insbesondere Erdbebenstärken berücksichtigt werden, die deutlich über das Auslegungsniveau hinausgehen. Diese ergänzende Bewertung der Erdbebenrobustheit erfolgt mittels probabilistischer Sicherheitsstudien (EPS) für Erdbeben, die in angepasster und schrittweiser Weise auf die gesamte CPY-Generationsstufe angewendet werden.

❖ **Methodik**

Das Programm zur Bewertung des Erdbebenrisikos der CPY-Stufe stützt sich auf einen stufenweisen Ansatz auf Ebene der gesamten Stufe, der die standardisierte Auslegung berücksichtigt und es ermöglicht, den Detaillierungsgrad der Untersuchung jedes Standorts an die Höhe des Risikos anzupassen.

- An den Standorten Tricastin und Chinon werden umfassende EPS-Erdbebenstudien gemäß internationalen Standards durchgeführt (Studie vom Typ 1), da diese Standorte als am besten geeignet für eine detaillierte probabilistische Analyse angesehen werden. Die Erkenntnisse und Erfahrungen aus diesen Studien dienen als Orientierung für die Erdbebenrisikobewertungen an den anderen Standorten der CPY-Stufe.

Der für die Erdbeben-EPS vom Typ 1 gewählte Ansatz umfasst die folgenden wesentlichen Schritte:

a) Die Erdbebengefahrenstudie: Dabei geht es darum, für den betrachteten Standort die Häufigkeit des Auftretens von Erdbebenereignissen in Abhängigkeit von einem für ihre Intensität repräsentativen Parameter zu bestimmen (typischerweise in Abhängigkeit von der maximalen Bodenbeschleunigung, der sogenannten PGA);

b) Die System- und Funktionsanalyse: Dabei geht es darum, die Ausfälle zu identifizieren und zu modellieren, die nach einem Erdbeben eine Unfallsequenz auslösen könnten, sowie die Strukturen, Systeme und Komponenten (SSC), die zur Minderung dieser Sequenzen beitragen. Diese Analyse führt zu:

- die Erstellung der Seismic Equipment List (SEL), einer Liste der SSC, die in nicht unerheblichem Maße zum Risiko beitragen,
- einer Phase zur Auswahl der Auslöser,
- einer Phase der Funktionsanalyse der Unfallabläufe, die zur Entwicklung des EPS-Erdbebenmodells führt.

c) Erstellung der Fragilitätskurven für die Elemente der SEL: Dabei wird für jede in der SEL enthaltene SSC die Fragilitätskurve erstellt, die die bedingte Ausfallwahrscheinlichkeit in Abhängigkeit von der seismischen Bodenbeschleunigung angibt. Die seismischen Fragilitätskurven werden gemäß internationaler Praxis bewertet. Dieser Schritt stützt sich insbesondere auf eine seismische Inspektion der Elemente der SEL und eine probabilistische Bewertung der auf die SSC einwirkenden seismischen Belastung;

d) Risikobewertung: Dabei werden die Ergebnisse der Erdbebengefahrenstudie, der Systemanalyse und der Funktionsanalyse sowie die Fragilitätskurven kombiniert, um die Häufigkeiten von Kernschmelzen, der Freilegung des Brennstoffs im Brennelementbecken und der durch ein Erdbeben verursachten Freisetzungen abzuschätzen.

- An den anderen Standorten des CPY-Stufenprojekts, bei denen die Abdeckung des Erdbebenrisikos durch einen anderen Standort nicht a priori nachgewiesen werden kann (aufgrund standortspezifischer Besonderheiten), werden ebenfalls Erdbeben-EPS-Studien auf der Grundlage der Daten aus den Erdbeben-EPS-Studien der Standorte Tricastin und Chinon durchgeführt. Diese Erdbeben-EPS-Studien (Studien vom Typ 2) werden im Einklang mit internationalen Praktiken und mit demselben Detaillierungsgrad wie eine Studie vom Typ 1 durchgeführt, wobei bei ihrer Umsetzung jedoch die Erfahrungen und Entwicklungen aus den Erdbeben-EPS-Studien für Chinon und Tricastin (Typ 1) der CPY-Stufe berücksichtigt werden.

Für die Standorte der CPY-Stufe, für die angesichts ihrer Seismizität ein geringes Erdbebenrisiko erwartet wird, ist die Durchführung einer vollständigen Erdbeben-EPS mit einer spezifischen Identifizierung der wichtigsten Risikofaktoren im Verhältnis zu den Herausforderungen nicht gerechtfertigt. Eine vereinfachte Studie zur Bewertung eines repräsentativen Werts des Erdbebenrisikos der Anlage (Studie vom Typ 3) wird aus den Erkenntnissen der anderen Erdbeben-EPS des CPY-Stufenprojekts abgeleitet, um die Akzeptanz dieses Risikos nachzuweisen.

❖ **Erkenntnisse aus den Studien**

Die Ergebnisse der Erdbeben-Sicherheitsbewertung sowie die sich daraus möglicherweise ergebenden Änderungen werden aufgrund ihres standortabhängigen Charakters im Abschnitt über die blockbezogenen Studien dargestellt.

2.2.2.6 Gesamtzusammenfassung der EPS

Im Rahmen der vierten periodischen Überprüfung der 900-MWe-Generatorstufe hat sich EDF zum Ziel gesetzt, das Risiko einer Kernschmelze unter Berücksichtigung aller Ursachen – d. h. unter Einbeziehung aller Auslöser (interne Auslöser im Reaktorkessel, durch interne wie externe Einwirkungen verursachte Auslöser) – an das Ziel der Kernreaktoren der dritten Generation anzunähern. In diesem Zusammenhang hat sich EDF zum Ziel gesetzt, ein Kernschmelzrisiko unter Berücksichtigung aller Ursachen von etwa 10^{-5} pro Jahr und Reaktor anzustreben.

Die im Rahmen dieser Überprüfung eingeleiteten Änderungen und die Einrichtung eines „harten Kerns“ zur Vorbeugung und Kontrolle von *„harten* Kern“-Situationen, wie sie in den 2014 nach dem Unfall von Fukushima erlassenen ASN-Entscheidungen vorgeschrieben sind, ermöglichen es, dieses Ziel zu erreichen.

Die durchgeführten probabilistischen Bewertungen ermöglichen es zudem, die Angemessenheit der im Rahmen der periodischen Überprüfung vorgeschlagenen Änderungen zu bestätigen (z. B. Zuverlässigkeitsverbesserung der Druckhalterventile, PNPE1216) und deren Auswirkungen in bestimmten Fällen zu optimieren (Leitung H3, Zuverlässigkeitsverbesserung der Lüftungsanlagen).

Nach Abschluss dieser Arbeiten führen die für die CPY-Generation durchgeführten probabilistischen Bewertungen im Rahmen der vierten periodischen Überprüfung zu einer Schätzung des Kernschmelzrisikos in der Größenordnung von einigen 10^{-5} pro Jahr und Reaktor. Die Hauptursachen für dieses Ergebnis sind Brände im Elektroraum.

Spezifischer Teil zu Block 4 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

- *Erkenntnisse aus der EPS-Analyse zur externen Überflutung:*

Eine Analyse der Übertragbarkeit der Ergebnisse und Erkenntnisse der probabilistischen Hochwasseranalyse von Gravelines wurde für Blayais durchgeführt. Die Größenordnung des berechneten Risikos einer Kernschmelze infolge eines Hochwassers an einem für Blayais repräsentativen Block entspricht im Großen und Ganzen der des Standorts Gravelines, nämlich $6{,}9 \times 10^{-6}$ pro Jahr und Reaktor. Was die Szenarien betrifft, die auf der Grundlage der für die Auslegung der Schutzmaßnahmen des Standorts zugrunde gelegten Hochwasserstandswerte identifiziert wurden, kommt die Analyse zu dem Schluss, dass der größte Teil des berechneten Risikos auf das Szenario der Überschreitung des Post-Fukushima-Niveaus entfällt, was einer Überwindung der peripheren Schutzmaßnahmen entspricht.

Durch die Integration der Post-Fukushima-Maßnahmen (Erhöhung des peripheren Schutzes und „Hard-Core"-Maßnahmen) im Rahmen des 4. RP 900 werden Kernschmelzszenarien bei Wasserständen unterhalb des Post-Fukushima-Niveaus sehr unwahrscheinlich, da der „Hard-Core"-Schutz die Sicherheitsfunktionen des Blocks bis zu diesen Wasserständen gewährleistet. Die Studie bestätigt die Wirksamkeit der für extreme Meeresspiegel festgelegten Anweisungen (insbesondere der besonderen Betriebsvorschrift).

Darüber hinaus wurde für den Standort Blayais eine probabilistische Risikoanalyse hinsichtlich einer Überschwemmung durchgeführt, die durch den Bruch einer Rohrleitung des CRF-Kühlwasserkreislaufs im Maschinenraum verursacht wird. Das Risiko einer Ausbreitung einer externen Überschwemmung auf Gebäude, in denen sich Anlagen befinden, die für das Erreichen und Aufrechterhalten des sicheren Zustands der Blöcke erforderlich sind, ist vernachlässigbar, was die Wirksamkeit der getroffenen Maßnahmen unterstreicht.

- *Erkenntnisse aus der Erdbeben-EPS:*

Die Erdbeben-Sicherheitsanalyse (EPS) Blayais VD4 900 vom Typ 3 basiert auf den Entwicklungen und Erkenntnissen einer Erdbeben-Sicherheitsanalyse vom Typ 1 oder 2 des Referenzkraftwerks und wurde unter Berücksichtigung der wesentlichen Unterschiede zwischen diesen beiden Standorten (seismische Gefährdung, standortspezifische Bauwerke oder Ausrüstung usw.) auf den Standort Blayais übertragen.

Diese Studie ergab, dass das Risiko einer Kernschmelze nach Anwendung des Überwachungsfensters in der Größenordnung von $1{,}5 \times 10^{-7}$ pro Reaktorjahr liegt: Für den Standort Blayais ist das berechnete Erdbebenrisiko gering, was die Robustheit der Auslegung der Anlage im Hinblick auf die Seismizität des Standorts bestätigt.

Zusammenfassung des Zustands des Reaktorblocks Änderungen:

- PNPE1277 Bände A und D „Brandschutz für Kabel",
- PNPE1279 „Interner Hochwasserschutz der Räume der Trasse B im 4. Stock des Elektrikgebäudes – Bodenablauf",
- PNPE1216 „Verbesserung der Zuverlässigkeit der Steuerung der SEBIM-Ventile im Brandfall",
- PNPE1238 „Erhöhung der Erdbebensicherheit der Heizölbehälter bei Erdbeben über dem SMS durch Hinzufügen von Längsanschlägen",
- PNPE1330 Band A „Explosionsschutz in den Batterieräumen: Einbau eines passiven autokatalytischen Rekombinators (RAP)",

wurden im Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderungen:

- PNPE1258 (außer Bände J und L) „Einrichtung des ASG-ND-Systems und einer festen Nachspeiseleitung für das BK-Becken durch SEG“
- PNPE1277, Band B „Brandschutz für Kabel“,
- PNPE1330 Band B „Explosionsschutz in den Batterieräumen: Verbesserung der Zuverlässigkeit der Stromversorgung der Lüftungsanlage“,

werden im Block 4 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration spätestens in Phase B des 4. RP 900 vorgesehen ist.

Die Änderung PNPE1258 Band L „Maßnahme zur Gewährleistung der Robustheit der Steuerung (RCM) der Regelventile ASG012/014/016VD unter Hard-Core-Bedingungen vom Kontrollraum aus“ wird im Block 4 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen eines spezifischen Zeitplans umgesetzt, wobei die Integration spätestens in Phase B „Ergänzungen“ zum 4. RP 900.

2.3 SCHLUSSFOLGERUN ION

Die Umsetzung der Ziele hinsichtlich der Belastungen stützt sich auf zwei sich ergänzende Ansätze: den deterministischen und den probabilistischen Ansatz.

Die deterministischen Studien ermöglichen eine Neubewertung der Auslegungsanforderungen der Anlagen, um insbesondere den Zustand der Anlage, die Betriebserfahrungen, den Wissensstand – einschließlich der Erkenntnisse zum Klimawandel und seinen Auswirkungen – sowie die für ähnliche Anlagen geltenden Vorschriften zu berücksichtigen. EDF hat zudem die WENRA-Referenzwerte (verschärfend, Bedienerverzögerung) berücksichtigt und ein Klimamonitoring eingerichtet.

Dieser Ansatz ermöglichte es, mögliche Maßnahmen zum Schutz vor Störfällen zu definieren, die darauf abzielen, die Gleichtaktrisiken in den Systemen zu minimieren, die für die Rückkehr in einen sicheren Zustand und dessen Aufrechterhaltung erforderlich sind, sowie die Akzeptanz der radiologischen Folgen dieser Störfälle sicherzustellen.

EDF erfüllt somit im Rahmen des 4. RP 900 die Sicherheitsanforderungen für die Untersuchung von Störfällen gemäß den fortschrittlichsten europäischen Standards für bestehende Reaktoren.

Die probabilistischen Sicherheitsanalysen, einschließlich der Störfälle, ermöglichten es, die Robustheit der Anlagen zu überprüfen, indem ein Risiko einer Kernschmelze in der Größenordnung von einigen 10^{-5} pro Jahr und Reaktor abgeschätzt wurde.

Ergänzende Untersuchungen wurden und werden noch durchgeführt, um den Vorgaben der ASN (französische Atomaufsichtsbehörde) im Hinblick auf die Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 nachzukommen.

ABSCHNITT 3: BRENNSTOFFBECKEN

3. BRENNSTOFFBECKEN 172
3.1 ZIEL 172
3.2 ERFÜLLUNG DES ZIELS 173
3.3 FAZIT 182

3. BRENNSTOFFBECKEN

Das Thema *„Sicherheit der Lagerung von Brennelementen im Brennelementbecken des Brennelementgebäudes (Brennelementbecken)“* des 4. RP 900 befasst sich mit dem Risiko der Freilegung der Brennelemente im Brennelementbecken bei einem Kühlmittelverlust oder einem Verlust des Wasserbestands durch versehentliche Entleerung.

Die Verbesserung der Sicherheit der Lagerung im Brennelementbecken war Gegenstand mehrerer Ständiger Gruppen (insbesondere der Ständigen Reaktorgruppen vom November 2002 und April 2005), die zur Prüfung dieses Themas bei den 900-MWe- und 1300-MWe-Blöcken anlässlich des 3. RP sowie bei der N4-Generation im Rahmen der 1. RP.

Mehrere Änderungen, die sich aus der Prüfung dieses Themas ergaben, sind bereits in die Blöcke der Baureihe CPY integriert:

- automatische Abschaltung der PTR-Pumpen und automatische Absperrung der PTR-Saugleitung bei Erreichen eines sehr niedrigen Wasserstands im Brennstoffbecken (PNXX1752 und PNPP1402),
- Einrichtung einer analogen Messung des Wasserstands im Brennstoffbecken (PNXX1752),
- Motorisierung des Ventils der Transferleitung (PNPP1403),
- Einbau einer zweiten statischen Dichtung am Damm des Reaktorgebäudebeckens (PNPP1401),
- Hinzufügung einer neuen Druckmesskette für die RIS-Akkumulatoren (PNPP1474),
- Neudimensionierung des Siphonbrechers der PTR-Druckleitung, um eine durch einen Guillotinebruch dieser Leitung ausgelöste Entleerung durch Siphonwirkung zu unterbrechen (PNPP1289).

Darüber hinaus ermöglichen zusätzliche materielle und organisatorische Maßnahmen, die im Anschluss an den Unfall von Fukushima im Rahmen des Post-Fukushima-Programms der EDF umgesetzt wurden (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7), eine verstärkte Vorbeugung gegen das Freiliegen von Brennelementen. Die wichtigsten Änderungen sind folgende:

- Einbau eines Notstromdiesels (DUS) (PNPP1666), der die Versorgung der „Alles-oder-Nichts“-Füllstandsmessungen (TOR) des Brennelementbeckens ermöglicht,
- Einrichtung einer Nachspeisung, die die Wasserversorgung des Brennelementbeckens über die Wasserquelle der Nachspeisung „Noyau Dur“ ermöglicht (PNPP1714/PNPE1289 und PNPE1258),
- Verstärkung der Messketten für die „Alles-oder-Nichts“-Füllstandsmessungen (TOR) des Brennelementbeckens (PNPP1679 und PNPP1907), Hinzufügung einer analogen Füllstandsmesskette für das Brennelementbecken (PNPP1824) sowie von „Alles-oder-Nichts“-Füllstandsmessungen für das Becken des Reaktorgebäudes (PNPE1128),
- Einrichtung einer automatischen Schließvorrichtung für die Ventile an den Filterleitungen des Reaktorgebäudebeckens bei Erreichen eines niedrigen Füllstands im Reaktorgebäudebecken (PNPP1780),
- Einrichtung von Notsteuerungen, die es ermöglichen, die gerade gehandhabten Brennelemente (ACEM) bei einem vollständigen Ausfall der Stromversorgung in eine sichere Position zu bringen (PNPP1549).

3.1 ZIEL

Im Rahmen des 4. RP 900 hat sich EDF das Sicherheitsziel gesetzt, das Freiliegen von Brennelementen bei unbeabsichtigten Entleerungen und beim Verlust der Kühlung äußerst unwahrscheinlich zu machen.

3.2 ERFÜLLUNG DES ZIELS

Allgemeiner Teil – Lagerung

❖ **Intrinsische Auslöser im Brennelementbecken**

Die Studien zur Sicherheit der Lagerung im Brennelementbecken wurden erst nach der Auslegung eingeführt und sind somit Teil der Studien des ergänzenden Bereichs.

Die Untersuchungen zum Kühlmittelverlust haben gezeigt, dass die Brennelemente im Brennelementbecken bei allen im Rahmen des Sicherheitsnachweises berücksichtigten Auslösern nicht freigelegt werden.

Die ausgewählte ergänzende Maßnahme ist die manuelle Inbetriebnahme des Brandschutzsystems des Reaktorblocks (JPI) in einer Konfiguration zur Nachspeisung des Brennelementbeckens. Das Erreichen eines stabilen Endzustands nach der manuellen Inbetriebnahme einer Nachspeisung des Brennelementbeckens wird nachgewiesen. Dieser stabile Zustand ist definiert als der Zustand, in dem die Nachspeisung die Verdunstung ausgleichen kann.

Untersuchungen zu unbeabsichtigten Entleerungen des Brennelementbeckens haben gezeigt, dass die Brennelemente im Brennelementbecken für alle im Rahmen des Sicherheitsnachweises berücksichtigten Auslöser nicht freigelegt wurden, und zwar dank der folgenden zusätzlichen Maßnahmen:

- das Schließen des Ansaugventils des Brennelementbeckens nach Erreichen der Schwelle *„sehr niedriger* Füllstand“, wodurch die Entleerung gestoppt wird (PNPP1402);
- die manuelle Inbetriebnahme des Brandschutzsystems des Reaktorblocks (JPI) in der Konfiguration zur Unterstützung des Brennelementbeckens, wodurch der durch Verdunstung bedingte Füllstandsabfall ausgeglichen wird.

Darüber hinaus hat EDF nach Abschluss der Konformitätsprüfungen der Systeme (siehe Teil I – Kapitel 1 – Abschnitt 4) in den ergänzenden Bereich die Szenarien für die Entleerung des Brennelementbeckens von der BR-Seite aus aufgenommen. Um diese Szenarien zu bewältigen, wird die Änderung umgesetzt, die darin besteht, das Ventil der Transferleitung zu verstärken, um dessen Schließung unter Durchfluss zu gewährleisten (PNRL1895).

Der stationäre Zustand ist definiert als der Zustand, in dem die Entleerung unterbrochen ist und in dem die Nachspeisung die Verdunstung ausgleichen kann.

❖ **EPS Interne Ereignisse der Stufe 1 BK**

EDF hat probabilistische Sicherheitsanalysen für interne Ereignisse der Stufe 1 (EPS EI N1) durchgeführt, um die Risiken einer Freilegung der Brennstoffelemente unter Wasser im Brennelementbecken (für alle Blockzustände) zu bewerten, die im Zusammenhang stehen mit:

- Szenarien eines Kühlverlusts im Brennelementbecken,
- mit schnellen Entleerungen des Brennstoffbeckens.

Die vorliegende probabilistische Studie zu den Risiken im Zusammenhang mit Szenarien einer schnellen Entleerung des Brennelementbeckens berücksichtigt die Ergebnisse der GPR vom 21. April 2005, die sich auf die Zuverlässigkeit des PTR-Systems konzentrierte, sowie die Auswirkungen der Anweisung des 3· RP 1300. Sie wird somit ergänzt durch:

- die Vollständigkeit der im EPS-Modell untersuchten Auslöser, die hinsichtlich des Verlaufs und des Entleerungsantriebs für Szenarien im Zusammenhang mit Leitungsfehlern erweitert wurde,
- neue Szenarien für Rohrbrüche.

Bei Kühlmittelverlusten im Brennelementbecken liegt die Wahrscheinlichkeit, dass Brennelemente freigelegt werden, unter 10^{-8} pro Jahr und Reaktor. Die wesentliche Maßnahme, die zu diesem Ergebnis beiträgt, ist die Nachspeisung mit entmineralisiertem Wasser (SED) und anschließend mit Löschwasser (JPI).

Die probabilistische Untersuchung von unbeabsichtigten Entleerungen des Brennelementbeckens ergibt eine Wahrscheinlichkeit der Freilegung der Brennelemente von etwa 10^{-9} pro Jahr und Reaktor. Die technische Änderung, die das automatische Schließen des Ansaugventils des PTR-Kreislaufs des Brennelementbeckens bei dem Signal *„sehr niedriger* Füllstand“ des Brennelementbeckens (PNPP1402) ermöglicht, trägt wesentlich zur Verringerung des Risikos der Freilegung von Brennelementbündeln bei.

Diese probabilistischen Untersuchungen ermöglichen es, ergänzend zu einem deterministischen Ansatz zu überprüfen, dass das Risiko des Freiliegens von Brennelementen im Zusammenhang mit unbeabsichtigten Entleerungen und Kühlmittelverlusten im Brennelementbecken dank der vorhandenen Schutzmaßnahmen äußerst unwahrscheinlich ist.

❖ Beständigkeit gegen Einwirkungen

➢ Deterministischer Teil

Ergänzend zu den Untersuchungen zu intrinsischen Auslösern im Brennelementgebäude betreffen die im Rahmen des 4. RP 900 zum Thema *„Sicherheit der Lagerung abgebrannter Brennelemente im Brennelementbecken*“ durchgeführten Überprüfungen folgende Aspekte:

- Überprüfung der Unzugänglichkeit der Brennelemente gegenüber Beanspruchungen durch die Systeme, die den Abtransport der Restleistung und die Aufrechterhaltung des Wasserstands im Brennelementbecken ermöglichen,
- Berücksichtigung der internationalen Erfahrungen nach Erdbeben durch Einbeziehung der Erfahrungen aus Kashiwazaki-Kariwa (vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1.5),
- Berücksichtigung des Absturzes von Flugzeugen der allgemeinen Luftfahrt auf das Brennelementgebäude (vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2),
- Durchführung einer probabilistischen Analyse der Einwirkungen, was dem höchsten Niveau der internationalen Standards in diesem Bereich entspricht.

EDF hat auf der CPY-Stufe die Robustheit der Systeme überprüft, die die Ableitung der Restleistung und die Aufrechterhaltung des Wasserstands im Brennelementbecken bei Einwirkungen wie Brand, interner Überflutung, Rohrleitungsausfällen, interner Explosion, Erdbeben und dem Herabfallen schwerer Lasten gewährleisten.

Im Brandfall sieht EDF vor, die PTR-Pumpen durch eine Brandschutzwand zu trennen (physische Trennung der PTR-Kühlkreisläufe – PNPP1949), um das Risiko einer Brandausbreitung von einer PTR-Pumpe auf die andere sowie das Risiko einer Beeinträchtigung der Versorgungskabel beider Kreisläufe auszuschließen. Außerhalb des Pumpenraums verlaufen die Versorgungskabel der beiden Pumpen systematisch in unterschiedlichen Brandräumen, wodurch das Risiko eines Gemeinsammodusfehlers vermieden wird.

Für Explosionsszenarien, die zu einem Ausfall der PTR-Kühlung und der JPI-Nachspeisung führen, wird die Nachspeisung des Beckens des Brennstoffgebäudes (BK) durch die Nachspeisewasserquelle für den harten Kern (PNPP1714/PNPE1289 und PNPE1258, vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7) wird berücksichtigt, um eine Freilegung der im Lagerbecken befindlichen Brennelemente zu vermeiden.

Zum Schutz der Nachspeiseleitungen für den „Noyau Dur“ und der Kühlleitungen über PTR bis des Lagerbeckens des Brennelementgebäudes (BK) sowie der normalen Kühlleitungen über PTR führt EDF eine Verstärkung eines Trichters im BK durch, um dessen Widerstandsfähigkeit bei einem Lastabfall zu gewährleisten (PNPE1443).

➢ Probabilistischer Teil

Im Rahmen des 4. RP 900 hat EDF den Umfang der EPS BK auf den Bereich interner und externer Einwirkungen ausgeweitet, die risikobehaftet und mittels des EPS-Ansatzes quantifizierbar sind. Der allgemeine Analyseansatz wird in Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.2 zu den probabilistischen Sicherheitsstudien „Einwirkungen“

im Zusammenhang mit dem Reaktorkessel.

Die probabilistische Betrachtung des Risikos im Zusammenhang mit dem Freiliegen von Brennelementen untermauert den Nachweis der Robustheit der Anlage gegenüber Einwirkungen:

- Brand: Das Risiko des Freiliegens von Brennelementen im Brennelementbecken wird im Falle eines Brandes auf etwa 10^{-8} pro Jahr geschätzt.
- Interne Überflutung: Die durchgeführten Studien kommen zu dem Ergebnis, dass das Risiko des Freiliegens von Brennelementen bei einigen 10^{-10} pro Jahr und Reaktor liegt, wobei herkömmliche oder letzte Nachfüllungen sowie ergänzende Nachfüllungen berücksichtigt wurden.
- Interne Explosion: Die Analyse umfasst alle Bereiche, in denen aufgrund einer Wasserstofffreisetzung die Gefahr der Bildung einer explosionsfähigen Atmosphäre besteht, deren Explosion Auswirkungen auf die Sicherheit der Anlage haben kann, insbesondere im Brennelementgebäude (BK). Die Häufigkeit der Freilegung von Brennelementen liegt in der Größenordnung von 10^{-8} pro Jahr und Reaktor.
- Externe Überflutung und Erdbeben: Die Ergebnisse dieser Sicherheitsanalysen (EPS) sowie die sich daraus möglicherweise ergebenden Änderungen werden im Abschnitt über die blockbezogenen spezifischen Studien dargestellt, da sie standortabhängig sind.

➢ **Ergänzende Studien**

In Anwendung der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschriften führt EDF ergänzende Studien zu den beiden folgenden Themenbereichen durch:

[AGR-E-I] (Abschnitt zum Brennelementlagerbecken):

- In Anwendung der Vorschrift [AGR-E-I] hat EDF geeignete Betriebsvorschriften definiert und umgesetzt, die Maßnahmen zur Begrenzung der Wärmebelastungen und zur Kontrolle von Arbeiten, die einen Brand auslösen könnten, in den folgenden Räumen umfassen:
  - Räumlichkeiten, in denen ein Brand erheblich zum Risiko einer Kernschmelze oder einer Freilegung der Brennelemente im Brennelementlagerbecken beiträgt;
  - Räume, deren Abtrennung durch mindestens eine Tür gewährleistet ist, deren geöffneter Zustand im Brandfall zu einer erheblichen Erhöhung des Risikos einer Kernschmelze oder zum Ausfall der redundanten Wasserzufuhr- oder Kühlsysteme des Brennelementlagbeckens führt.

[AGR-E-II] (Abschnitt zum Brennelementlagerbecken):

- In Anwendung der Vorschrift [AGR-E-II] wird EDF unabhängig von deren Zuverlässigkeit diejenigen Brandschutzmaßnahmen identifizieren, deren Ausfall zu einer erheblichen Erhöhung des Risikos einer Kernschmelze oder zum Ausfall der redundanten Wasserzufuhr- oder Kühlsysteme des Brennelementlagerbeckens führt. EDF wird Maßnahmen umsetzen, um das Ausfallrisiko dieser Einrichtungen zu verringern, und die mit diesen Maßnahmen verbundenen Betriebsanforderungen festlegen. EDF führt insbesondere eine Änderung ein, die darauf abzielt, Alarmvorrichtungen an den kritischen Türen anzubringen, um sicherzustellen, dass diese Türen geschlossen bleiben (PNPE1337).

Schließlich wurden im Falle einer internen Explosion im Rahmen der Vorschrift [AGR-G-II] ergänzende Untersuchungen zum Lagerbecken des Brennstoffgebäudes durchgeführt (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1.2).

❖ **Bewertung des Verhaltens der CPY-Stufe bei den für den EPR Flamanville 3 ausgewählten Transienten**

EDF hat die Auswirkungen der für die Auslegung des EPR Flamanville 3 ausgewählten Auslöseereignisse – die jedoch bei der Auslegung des in Betrieb befindlichen Kraftwerksparks nicht berücksichtigt wurden – auf das Verhalten der Brennelementbecken der Baureihe CPY bewertet.

Für alle Betriebsbedingungen des EPR Flamanville 3 werden die Sicherheitsziele erreicht (keine Freilegung der gelagerten oder umgelagerten Brennelemente), und zwar entweder mit Regeln vom Typ *„Auslegungsbereich“* oder mit Regeln des Ergänzungsbereichs.

Transiente Zustände:

- bei Ausfall eines PTR-Kühlkreises oder einer Hilfsfunktion in Zuständen außerhalb von RCD und APR,
- des vollständigen Ausfalls der externen Stromversorgung,

erfüllen die Kriterien gemäß den Regeln des *„Auslegungsbereichs“*: Diese Transienten führen zum Verlust der Kühlung des Brennelementbeckens durch das PTR-System, doch ist die Kinetik ausreichend langsam (die Autonomie des Beckens beträgt mehr als 72 Stunden), um den Einsatz aller festen oder mobilen, klassifizierten oder nicht klassifizierten Einsatzmittel zu ermöglichen, die derzeit im Rahmen des 4. RP 900 verfügbar oder im Einsatz sind. Für den Transienten des vollständigen Ausfalls der externen Stromversorgung im RCD- und APR-Zustand erfolgt die Wasserzufuhr zum Brennelementbecken über den JP des benachbarten Blocks.

Ergänzend dazu hat EDF für Übergangsphasen, die durch einen Ansatz vom Typ „Ergänzungsbereich“ begründet sind, analysiert, ob mögliche materielle oder betriebliche Maßnahmen umgesetzt werden könnten, um die Sicherheitskriterien unter Anwendung von Auslegungsregeln vom Typ *„Auslegungsbereich“* einzuhalten.

Für den Transienten des Ausfalls eines Kühlkreises PTR oder einer Stützfunktion im RCD- und APR-Zustand bei isoliertem Transferrohr besteht eine Maßnahme darin, die Betriebspraktiken anzupassen, indem die Vorgaben der Technischen Betriebsspezifikationen (Ausrüstung, deren Verfügbarkeit erforderlich ist), die im RCD- und APR-Zustand bei isoliertem Transferrohr gelten, geändert werden, sowie deren Umsetzung im Betrieb. Die Umsetzung einer zweiten Wasserzufuhr über SEG, die vom DUS gespeist wird, wird realisiert.

Darüber hinaus führt EDF für den isolierbaren Absperrschieber an der Ansaugleitung des PTR-Kreislaufs führt EDF eine bauliche Änderung (PNPE1344) durch, die darauf abzielt, die Absperrung des im Rahmen der Modifikation „PTR bis“ installierten Ventils PTR 301 VB zu automatisieren, um eine Redundanz mit der automatischen Absperrung des bestehenden Ventils PTR 001 VB zu gewährleisten.

Als Reaktion auf die von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassene Vorschrift [PISC-B-I] hat EDF in einem eigenen Kapitel des Sicherheitsberichts die Auslegungsregeln im Zusammenhang mit dem Sicherheitsnachweis für das Brennelementlager sowie die ausgewählten Störfall- und Unfallszenarien aufgenommen. Dieses Kapitel umfasst die folgenden Situationen:

- Situationen mit teilweisem oder vollständigem Verlust der Kühlung des Wassers im Brennelementlagerbecken,
- Situationen mit einem Rohrbruch an einem absperrbaren Abschnitt, der mit dem Brennelementlagerbecken verbunden ist.

EDF führt die erforderlichen Änderungen durch (die Verdopplung der automatischen Absperrung der Ansaugleitung des Brennstofflagerbeckens BK durch die PTR-Ventile (PNPE1344) und die Nachspeisung von „Noyau Dur“-Wasser in das Brennstofflagerbecken (PNPP1714 und PNPE1258, vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7)).

Ergänzend dazu hat EDF in Anwendung der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [PISC-B-II] hat EDF eine Untersuchung der Situationen durchgeführt, die das Lagerbecken im Brennstoffgebäude betreffen und durch den Ausfall einer nicht als erdbebensicher eingestuften Anlage im Falle eines Erdbebens verursacht werden könnten, wobei die in der Vorschrift [PISC-B-I] genannten Regeln zugrunde gelegt wurden. Diese Untersuchungen führten zu dem Schluss, dass im Zustand VD4 900 Phase B die derzeit in der Anlage verfügbaren Schutzmaßnahmen ausreichen, um den sicheren Zustand zu gewährleisten.

❖ **Untersuchungen zu Unfallsituationen im Zustand „Stillstand zur Brennelementwechsel“ (APR)**

In Anwendung der Vorschrift [PISC-B-II] hat EDF einen Zeitplan für die Durchführung von Untersuchungen zu Situationen mit Kühlmittelausfall oder Entleerung des Reaktorgebäudebeckens festgelegt, wenn die beiden Becken über das Übertragungsrohr miteinander verbunden sind, einschließlich während der Brennstoffhandhabung. Die im Anschluss an das Arbeitsprogramm beschlossenen neuen Maßnahmen lauten wie folgt:

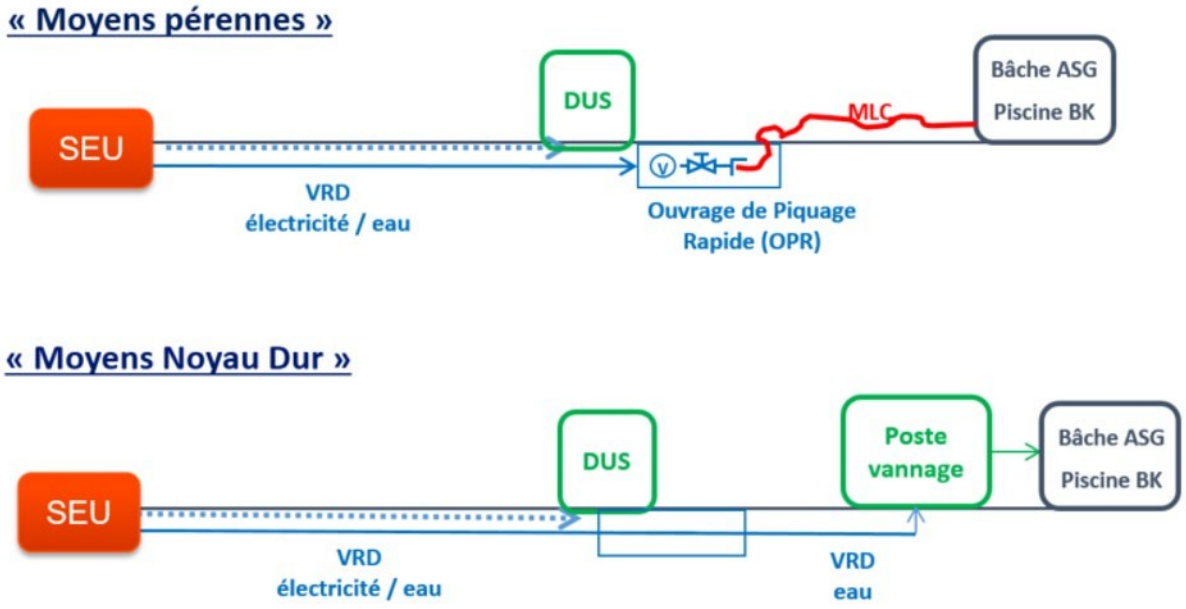
- Betriebsanpassung zur Gewährleistung, dass die Brennelemente im Falle einer Entleerung des Lagerbeckens und im Falle eines Kühlmittelverlusts nicht freigelegt werden, wenn ein Brennelement im Zustand „Abschaltung zur Brennelementwechsel“ (APR) (PCC EPR) gehandhabt wird.
- Betriebsänderungen zur Verbesserung des Managements von Leckagen im Zustand „Stillstand zur Brennelementwechsel“ (APR).
- Einrichtung eines DOS-Alarms für den BR-Beckenpegel und einer zugehörigen Hupe „BR-Beckenpegel TOR“, um in den APE-Betriebszustand APR zu wechseln (PNPE1506).
- Einrichtung eines Messpegels für den Sumpf im Reaktorgebäude (PNPE1386).

Diese Maßnahmen dienen dazu, einen sicheren Weg für Unfallsituationen im APR-Zustand nachzuweisen.

❖ **Entwicklungen im Design der Brennelementbecken: Ergänzung „Noyau Dur“ und Anordnung „PTR bis“**

EDF setzt zudem bauliche Maßnahmen um, die die Sicherheit des Brennelementbeckens (BK) zusätzlich erhöhen:

- Die Nachfüllvorrichtung „Noyau Dur“ für das Brennelementlagerbecken (PNPP1714/PNPE1289 und PNPE1258, vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7), die eine zusätzliche Möglichkeit zur Wasserauffüllung des Beckens im Brennelementgebäude (BK) bietet:
    - In der Konfiguration nach Fukushima in der Phase *„dauerhafte* Maßnahmen“ erfolgt die Umsetzung durch die Änderung PNPP1714/PNPE1289: Diese Änderung umfasst die Verlegung der elektrischen Versorgungsleitungen (VRD) bis zum DUS sowie der Wasserversorgungsleitungen (VRD) bis zu einer Schnellanschlussvorrichtung. Die Verbindung zwischen der Schnellanschlussstelle und dem Brennelementlagerbecken erfolgt über lokale Notfallmaßnahmen.
    - In der Konfiguration „Noyau Dur“ erfolgt die Umsetzung durch die Änderung PNPE1258 (vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7): Die letzte Wasserquelle wird über ortsfeste Einrichtungen mittels „Noyau Dur“-Wasser-VRD-Anschlüssen an die Verbraucher angeschlossen.



Prinzipskizze der „Noyau Dur"-Notversorgungsanlage für das Brennelementlagerbecken

- Über das Sicherheitsziel der Nichtfreilegung der Brennelemente hinaus richtet EDF eine zusätzliche und diversifizierte Maßnahme namens „PTR bis" (PNPP1907) ein, um das Management von Situationen mit Kühlverlust im Brennelementbecken zu verbessern.

Im Normalbetrieb wird die Kühlung des Brennelementbeckens durch das PTR-System gewährleistet. Das Notfallkonzept für Situationen mit Kühlungsverlust im Brennelementbecken besteht darin, die Restleistung der im Brennelementbecken befindlichen Brennelemente durch Verdampfung des Beckenwassers abzuführen. Die Brennelemente werden durch eine manuelle Nachspeisung des Brennelementbeckens unter Wasser gehalten, die über das Brandschutzsystem der Kernkraftwerksinsel JPI erfolgt und im Sicherheitsnachweis als ergänzende Maßnahme ausgewiesen ist.

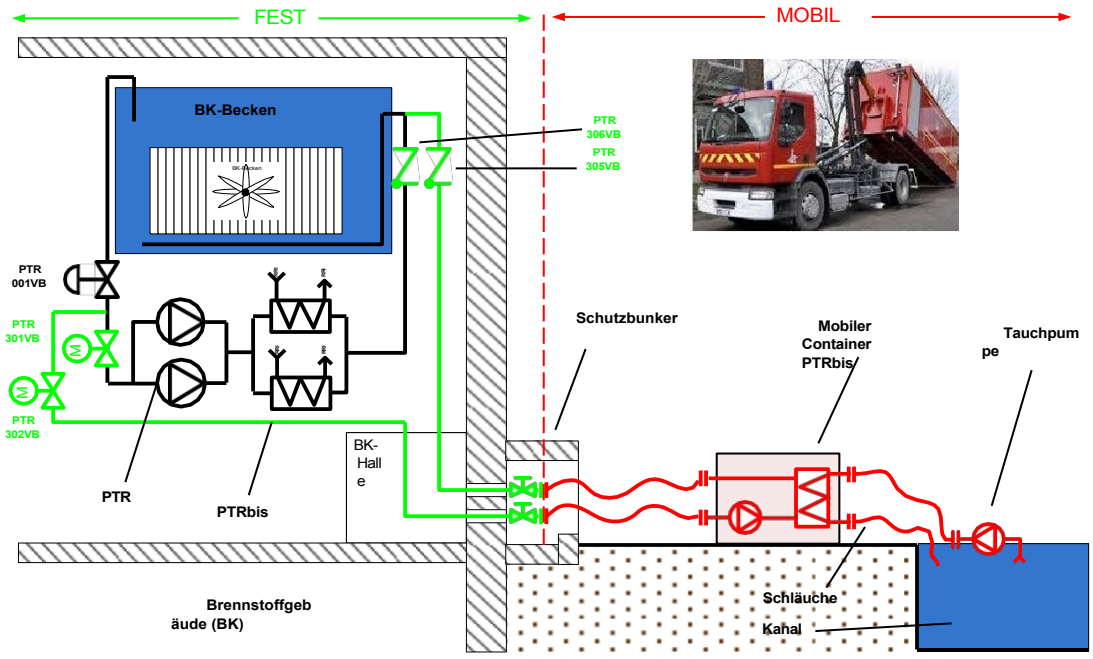
Die Wiederherstellung der Kühlung des Brennelementbeckens erfolgt durch die Wiederinbetriebnahme eines PTR-Kühlkreises. Der Nachweis der ordnungsgemäßen Funktion und der Fähigkeit des PTR-Kreislaufs, bei einem siedenden Becken anzugreifen, wurde im Rahmen des 3. RP 900 erbracht.

Durch die Hinzufügung der Vorrichtung „PTR bis" steht zusätzlich zu den beiden PTR-Kühlkreisläufen eine Ausfallsicherheit für die Wiederherstellung der Kühlung des Brennelementbeckens zur Verfügung, die auf einer diversifizierten Kältequelle basiert. Diese Art von Maßnahme ermöglicht es, das Design der Reaktoren der CPY-Generation dem der EPR-Reaktoren von Flamanville 3 anzunähern.

Dieser zusätzliche Kühlkreislauf stützt sich hauptsächlich auf mobile Anlagen, die von der „Force d'Action Rapide du Nucléaire" (FARN) zum Standort transportiert, angeschlossen und in Betrieb genommen werden.

Diese Geräte werden über fest installierte Rohrleitungen, die an der Vorderseite des BK münden, an das Brennelementbecken angeschlossen. Durch den Einbau eines motorbetriebenen Ventils auf der Saugseite und einer Rückschlagklappe auf der Druckseite des PTR-Kühlkreislaufs wird die Zuverlässigkeit der Wasserstandshaltung im Hinblick auf die Vermeidung des Risikos einer unbeabsichtigten Entleerung erhöht.

Sowohl die mobilen Geräte als auch die dazugehörige Logistik sind so konzipiert, dass sie den Transport und den Einsatz vor Ort vereinfachen und eine schnelle Inbetriebnahme des Systems ermöglichen.



Prinzipskizze des mobilen Kühlkreislaufs des Brennelement-Lagerbeckens (PTR bis)

Die FARN-Teams setzen das PTR-bis-System innerhalb einer angestrebten Frist von 24 Stunden nach dessen Auslösung in folgenden Situationen bei einem Kühlungsausfall des Brennelementbeckens ein:

- Ausfall des PTR infolge eines vollständigen Ausfalls der Blockkühlquelle,
- Ausfall des PTR infolge eines vollständigen Ausfalls der Stromversorgung des Blocks,
- intrinsischer Ausfall des PTR-Systems.

Ergänzend dazu haben die von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorgaben [PISC-C] konnten die von EDF durchgeführten Analysen bestätigen, dass die Wiederherstellung des nicht siedenden Zustands bei nahezu allen Unfällen oder Störfällen mithilfe der standortinternen Mittel (PTR) oder mobiler Mittel (PTRbis) erreicht werden kann. Für das einzige Szenario, bei dem die Kühlung des Brennelementlagers nicht wiederhergestellt werden kann, sieht EDF Maßnahmen vor, um der Entstehung dieser Situation vorzubeugen.

Das PTR-bis-System kann auch für die langfristige Bewältigung (≈ t0 + 15 Tage) von „Noyau Dur“-Situationen (vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7) eingesetzt werden, bei denen davon ausgegangen wird, dass der Zugang zum Standort aufgrund extremer Bedingungen, die alle Blöcke desselben Standorts betroffen haben, erschwert ist. Es ermöglicht somit die Wiederherstellung der Kühlung:

- des Brennelementbeckens und des Beckens im Reaktorgebäude in APR-Zuständen, bei denen die Becken miteinander verbunden sind,
- des Brennelementbeckens in Nicht-APR-Zuständen.

Schließlich ermöglicht die PTR-bis-Maßnahme durch die Beendigung des Siedevorgangs im Becken die Wiederherstellung einer Atmosphäre im Reaktorgebäude, die mit dem ordnungsgemäßen Betrieb der für die Bewältigung von „Noyau Dur“-Situationen erforderlichen Ausrüstung im Reaktorgebäude vereinbar ist (insbesondere die EAS-ND-Vorschrift, vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7).

Die Inbetriebnahme des PTR-bis-Systems und der „Noyau Dur“-Wassernachspeisung im Brennstoffbecken (PNPP1714/PNPE1289) sowie deren Überwachung im Betrieb entsprechen der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [PISC-A-I].

Ergänzend dazu hat EDF in Anwendung der Vorschrift [PISC-A-II] die festgelegten Anforderungen identifiziert, die mit den festen Bestandteilen dieser Maßnahmen verbunden sind und als wichtig für den Schutz der Interessen erachtet werden.

Schließlich wird die Umsetzung dieser Maßnahmen zur Bewältigung von „Hard-Core"-Situationen durch die Vorschrift [PISC-A-III] geregelt, vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7.

❖ **Betriebsüberwachung der Komponenten, die die Integrität der BR- und Brennstoffbecken gewährleisten**

Die Überwachung während des Betriebs der Komponenten, die die Integrität der BR- und Brennstoffbecken gewährleisten, trägt zur Verhinderung unbeabsichtigter Entleerungen der Becken bei: PTR-Rohrleitungen, Siphonbrecher, Metallhülle, Dammbalken und PTR-Armaturen.

Die Modalitäten für die Überwachung und Wartung der Ausrüstungen, die zur Gewährleistung der Integrität der Becken beitragen, beruhen für jedes Element, das zur Funktion *„Integrität der* Becken" beiträgt, auf der Überprüfung:

- der Konstruktionsanforderungen,
- der Studien, Bestandsaufnahmen, Richtlinien und Wartungsprogramme für die Anlagen,
- der Bestandsdaten,
- der Analyse der Erfahrungswerte aus dem Bestandsbetrieb.

Ergänzend dazu hat EDF im Rahmen eines Anlagenmanagementprojekts ein Programm aufgelegt, das darauf abzielt, die Überwachung und die Instandhaltungsstrategie in Bezug auf die Metallhülle der Becken im Reaktorgebäude (BR) und im Brennelementlager (BK) zu verstärken. Dies geschieht durch neue, speziell auf die Erkennung möglicher Undichtigkeiten und Spannungskorrosion abgestimmte Prüfungen sowie durch Reparaturmaßnahmen als Alternative zum Anbringen von geschweißten Flicken. Dieses Anlagenprogramm steht zudem im Einklang mit den Maßnahmen, die EDF im Anschluss an die Anweisung vom Typ C *„Sicherheit der Becken"* ergriffen hat.

Darüber hinaus wiederholt EDF im Rahmen der 4. RP 900 die verschiedenen Untersuchungen am Transferrohr, die bereits bei den 3. RP 1300 durchgeführt wurden:

- Überprüfung der Einstellung der Stützen des Ventils des Transferrohrs,
- Überprüfung der Einstellung der Befestigungsschrauben des Transferrohrs,
- Messung der Exzentrizität des Transferrohrs in seiner Hülse auf der BK-Seite,
- Prüfung der Schweißnähte am Festpunkt des Transferrohrs,
- Prüfung der Längs- und Umfangsschweißnähte des Transferrohrs.

Die Ergebnisse dieser Prüfungen sind im Abschnitt „Zustandsbilanz des Blocks" dargestellt.

Darüber hinaus wird im Rahmen des Programms für ergänzende Untersuchungen (PIC) zwischen 2019 und 2021 eine interne TV-Prüfung des Transferrohrs über seine gesamte Länge an 4 CPY-Blöcken und 2 CP0-Blöcken durchgeführt (über die Ausweitung auf weitere Blöcke wird entsprechend den gemachten Feststellungen entschieden). Die Ergebnisse dieser Untersuchungen fließen in den RCR der betreffenden Blöcke ein (siehe Teil I – Kapitel 1 – Abschnitt 2).

❖ **Radioaktive Bestandsaufnahme in BK und neue Lagerungsmodalitäten**

EDF leitet im Rahmen eines Projekts die Maßnahmen, die darauf abzielen, die Anzahl der sich in der Stilllegung befindlichen Brennelemente in jedem Brennelementlager der in Betrieb befindlichen Reaktoren auf einen so niedrigen Wert wie vernünftigerweise möglich zu begrenzen.

In diesem Zusammenhang hat EDF seit 2015 das mehrjährige Programm zur Verbringung abgebrannter Brennelemente nach La Hague verstärkt und setzt bei Bedarf Sicherheitsmaßnahmen um, um dessen Umsetzung zu gewährleisten.

Für nicht transportfähige Brennelemente trifft EDF die erforderlichen Vorkehrungen, um diese sicher abtransportieren zu können (Erfassung der Besonderheiten dieser Brennelemente, Reparaturen, spezifische Anweisungen und gegebenenfalls Erweiterung der Zulassung).

Spezifischer Teil zu Block 4 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

- *Externe Überflutung:*

Das Risiko im Zusammenhang mit der Freilegung der Brennelemente im Lagerbecken ist angesichts der verfügbaren Zeiträume, die die Nutzung herkömmlicher oder letzter Nachfüllungen oder sogar zusätzlicher Nachfüllungen für Füllstände oberhalb des „Noyau Dur“ ermöglichen, vernachlässigbar. Dieses Risiko liegt für das Kernkraftwerk Blayais bei etwa $7{,}7 \times 10^{-9}$ pro Jahr und Reaktor.

- *Erdbeben:*

Das Risiko, dass die Brennelemente im Abklingbecken nach Anwendung des Überwachungsfensters freigelegt werden, liegt unter 10^{-9} pro Reaktorjahr, was die Robustheit der Auslegung der Anlage im Hinblick auf die Seismizität des Standorts bestätigt.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Untersuchungen am Transferrohr des Blocks Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais wurden wie erwartet durchgeführt. Sie bestätigen das Fehlen von makroskopischen Beschädigungen oder Anomalien, die die Folge eines während des Betriebs aufgetretenen Schadens gewesen wären.

Die Änderungen:

- PNPE1348 Band C „Alternative SEU“,
- PNXX1752 „Analoge Füllstandsmessung des Brennelement-Lagerbeckens“,
- PNPP1289 „Neudimensionierung des Siphonbrechers an der Druckleitung des Kühlsystems des Brennelement-Lagerbeckens“,
- PNPP1401 „Einbau einer zweiten statischen Dichtung am Damm des Becken im Reaktorgebäude“,
- PNPP1402 „Automatisches Schließen des PTR-Ansaugventils im Brennelagerbecken bei sehr niedrigem Füllstand“,
- PNPP1403 „Motorisierung des Ventils der PTR-Übertragungsleitung“,
- PNPP1474 „Druckmessung an RIS-Akkumulatoren mit großem Messbereich“,
- PNPP1549 „Sicheres Positionieren einer Brennelementkassette“,
- PNPP1666 „Notfall-Dieselaggregat“,
- PNPP1679 „Erdbebensichere Verstärkung der TOR-Füllstandsmessungen im Brennelementbecken“,
- PNPP1780 „Automatisierung der Entleerungsventile des BR-Beckens“,
- PNPP1907 „Einrichtung eines diversifizierten mobilen Kühlsystems PTRbis“,
- PNRL1895 „Änderung der Steuerung des Ventils der Transferleitung für das Schließen bei Durchfluss“,

wurden im Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderungen:

- PNPE1128 „Alles-oder-Nichts-Füllstandsmessungen im Reaktorbecken“,
- PNPP1824 „Hinzufügung einer analogen Füllstandsmesskette für das BK-Brennstoffbecken“,
- PNPP1949 „Einbau einer Brandschutzwand zwischen den PTR-Pumpen zur physikalischen Trennung der beiden PTR-Stränge“,

werden im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4. RP 900 im Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt.

Die Änderungen:

- PNPE1258 Band L „Maßnahme zur Gewährleistung der Robustheit der Steuerung (RCM) der Regelventile ASG012/014/016VD im Hard-Core-Zustand vom Kontrollraum aus“,
- PNPE1386 „Einrichtung einer Messstelle für den Sumpf im Reaktorgebäude“,
- PNPE1506 „Einrichtung eines DOS-Alarms für den BR-Beckenpegel und einer zugehörigen Hupe ‚BR-Beckenpegel TOR‘ zum Übergang in den APE-Betriebszustand APR“,

werden im Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen der Phase B „Ergänzungen“ der Änderungen des 4. RP 900 umgesetzt.

Die Änderungen:

- PNPE1258 (außer Bände J und L) „Einbau der ASG-ND-Vorrichtung und einer festen Nachspeiseleitung für das BK-Becken durch SEG“,
- PNPE1443 „Verstärkung eines Trichters im BK“,

werden im Block 4 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration spätestens in Phase B des 4. RP 900 vorgesehen ist.

Die Änderung PNPE1344 „Redundanz der automatischen Absperrung der PTR-Ansaugleitung“ wird am Block 4 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration spätestens im April 2031 vorgesehen ist.

Die Änderung PNPP1714 „Wasserquelle für die Nachspeisung des harten Kerns“ wird im Block 4 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen eines spezifischen Zeitplans umgesetzt, wobei die Integration spätestens im April 2026 vorgesehen ist. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung im Hinblick auf ihre Berücksichtigung in den Kumulierungsstudien des MDTE werden spätestens bei VD4 + 2 Jahre berücksichtigt. Bis zur Umsetzung dieser Änderung wurde die Änderung PNPE1348 Band C „Alternative SEU“ im Block 4 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt und ermöglicht die Erfüllung der Vorgabe [PISC-A-I].

3.3 FAZIT

Im Rahmen des 4. RP 900 stärkt EDF das Sicherheitsniveau für Unfallsituationen im Brennstoffgebäude in folgenden Bereichen:

- Verhinderung des Risikos einer unbeabsichtigten Entleerung des Brennstoffbeckens durch die Einrichtung redundanter Schutzmaßnahmen: motorbetriebene Absaugventile und Rückschlagklappen am Druckauslass des PTR-Kühlkreislaufs,
- Verhinderung des Risikos einer Freilegung der Brennelemente durch Sieden durch den Einbau einer Flammensperre, die das Risiko einer Brandausbreitung von einer PTR-Pumpe auf eine andere ausschließt,
- Verhinderung des Risikos einer Freilegung der Brennelemente durch den Einbau einer diversifizierten Schutzmaßnahme

zusätzlicher Wasserzufuhr zum Wasserbecken des Brennstoffgebäudes (BK) (das Teil des „harten Kerns“ ist).

Die deterministischen Untersuchungen haben gezeigt, dass die Akzeptanzkriterien für alle im Rahmen des Sicherheitsnachweises ausgewählten Auslöser unter Berücksichtigung der bestehenden Vorkehrungen erfüllt sind.

Die durchgeführten Analysen haben darüber hinaus die Robustheit der Anlage gegenüber Störfällen bestätigt und gezeigt, dass die Ableitung der Restleistung sowie die Aufrechterhaltung des Wasservorrats im Brennelementbecken im Falle eines internen Störfalls nicht beeinträchtigt werden.

Ergänzend dazu wurde das Verhalten der Brennelementbecken der CPY-Baureihe unter den im Auslegungsreferenzrahmen des EPR von Flamanville 3 festgelegten Betriebsbedingungen bewertet. Die derzeitigen oder im Rahmen des 4. RP 900 vorgesehenen Schutzmaßnahmen ermöglichen es den Reaktoren der CPY-Generation, die Sicherheitsanforderungen zu erfüllen, die sich aus der Berücksichtigung der Betriebsbedingungen des deterministischen Auslegungsreferenzrahmens für den EPR-Reaktor von Flamanville 3 ergeben.

Die Einrichtung eines mobilen Kühlsystems (PTR bis) ermöglicht es, die Kältequelle zu diversifizieren und die Wiederherstellung der Kühlung des Brennelementbeckens im Falle eines Siedevorgangs zu verbessern. Dieses System ist Teil des „Noyau Dur“. Diese Art der Anordnung ermöglicht es, die Auslegung der Reaktoren der CPY-Generation an die der EPR-Reaktoren von Flamanville 3 anzunähern.

Die probabilistischen Studien zeigen, dass das Risiko einer Freilegung der Brennelemente bei unbeabsichtigten Entleerungen und einem Verlust der Kühlung des Brennelementbeckens im Zusammenhang mit internen Ereignissen äußerst unwahrscheinlich ist und in der Größenordnung von einigen 10^{-8} pro Jahr und Reaktor liegt. Was die Einwirkungen von äußeren Einflüssen betrifft, stellen die durchgeführten EPS eine erste Untersuchung des in Betrieb befindlichen Reaktorparks dar; sie liefern ergänzende Erkenntnisse zu den deterministischen Studien und bestätigen den Nutzen der im Rahmen des 4. RP 900 umgesetzten Maßnahmen.

ABSCHNITT 4: UNFÄLLE MIT KERNSCHMELZE

4 UNFÄLLE MIT KERNSCHMELZE ____ 186

4.1 ZIELE 187
4.2 ERFÜLLUNG DER LERNZIELE 187
4.2.1 Allgemeines Vorgehen bei Unfällen mit Kernschmelze 187
4.2.2 Maßnahmen bei Situationen mit dem Risiko einer Kernschmelze 189
4.2.3 Minderung der radiologischen Folgen 196
4.2.4 EPS in Bezug auf Situationen mit Kernschmelze (EPS N2) 197
4.3 FAZIT 202

4 UNFÄLLE MIT KERNSCHMELZE

Im Rahmen des Sicherheitsnachweises für seine Kernkraftwerke wendet EDF das Prinzip der „tief gestaffelten Verteidigung“ an, das darin besteht, technische, materielle, menschliche oder organisatorische Ausfälle zu berücksichtigen und sich durch die Einrichtung aufeinanderfolgender, unabhängiger und sich ergänzender Verteidigungslinien dagegen abzusichern.

So werden Unfallabläufe unter der Annahme einer Kumulierung von Ausfällen untersucht, die in der Regel zum Verlust der Kernkühlfunktion und letztendlich zur Kernschmelze infolge des Wasserverlusts im Primärkreislauf führen.

Man kann vier Hauptphasen im Verlauf eines Unfalls mit Kernschmelze unterscheiden, falls dieser nicht unter Kontrolle gebracht werden kann:

- 1. Phase: Entleerung des Primärkreislaufs,
- 2. Phase: Entwässerung und anfängliche Schädigung des Reaktorkerns,
- 3. Phase: Fortgeschrittene Schädigung des Reaktorkerns,
- 4. Phase: Reaktorbehälterbruch und Phase außerhalb des Reaktorbehälters.

Ein Unfall mit Kernschmelze kann kurz- oder langfristig zu Freisetzungen in die Umwelt führen, wenn der Sicherheitsbehälter nicht dauerhaft aufrechterhalten werden kann.

Die Berücksichtigung von Unfallsituationen mit Kernschmelze war Gegenstand eingehender Untersuchungen im Rahmen der vorangegangenen periodischen Überprüfungen der verschiedenen Baureihen unter Einbeziehung der internationalen Unfallerfahrungen (Tschernobyl, Three Mile Island). In diesem Zusammenhang wurden gegenüber der ursprünglichen Auslegung der Anlagen erhebliche Verbesserungen vorgenommen, die auf technischen und dokumentarischen Weiterentwicklungen beruhen.

So wurden bei der Baureihe CPY bereits folgende technische Maßnahmen umgesetzt:

- die Druckentlastungs- und Filtervorrichtung für den Reaktorbehälter, die es ermöglicht, den Reaktorbehälter im Falle eines langsamen unfallbedingten Druckanstiegs zu schützen (Vorrichtung U5),
- die passiven autokatalytischen Wasserstoffrekombinatoren (RAP), die eine Ansammlung von Wasserstoff im Sicherheitsbehälter verhindern und das Risiko eines Verlusts der Eindämmung durch Wasserstoffverbrennung verringern,
- die Verbesserung der Zuverlässigkeit beim Öffnen der Druckminderer-Entlastungsleitungen, um die Risiken im Zusammenhang mit Kernschmelzunfällen unter Druck und Direct-Containment-Heating-Phänomenen (DCH) zu verringern,
- die Verstärkung der Schrauben des Materialzugangspuffers (TAM), wodurch die ultimative Druckfestigkeit des Reaktorbehälters erhöht wird,
- die Verbesserung der Dichtheit der RIS- und EAS-Systeme (Neujustierung der RIS-Schutzventile),
- eine Instrumentierung, die den Betrieb der Anlage ermöglicht und die Überwachung des Unfalls verbessert: Druckmessung im Reaktorbehälter über einen weiten Bereich, Erkennung eines möglichen Durchbruchs des Reaktorbehälters sowie Temperaturmessung an den Wasserstoffrekombinatoren.

Zudem wurde eine spezifische Betriebsanleitung für das Management von Unfallsituationen mit Kernschmelze erstellt.

4.1 ZIELE

Im Rahmen des 4. RP 900 sind die Ziele von EDF in Bezug auf Unfallsituationen mit Kernschmelze:

- das Risiko früher und umfangreicher Freisetzungen äußerst unwahrscheinlich zu machen;
- dauerhafte Auswirkungen auf die Umwelt zu vermeiden.

EDF hat sich insbesondere zum Ziel gesetzt, die Sicherheit bei Unfallsituationen mit Kernschmelze im Hinblick auf die Sicherheitsziele des EPR von Flamanville 3 zu verbessern, dessen bereits in der Auslegung vorgesehene Maßnahmen zur Risikominderung es ermöglichen, im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze auf Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung zurückzugreifen, die räumlich und zeitlich sehr begrenzt sind. Die Arbeiten von EDF konzentrierten sich auf folgende Bereiche:

- Die Ableitung der Restleistung ohne Öffnung der Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Sicherheitsbehälters;
- Die Stabilisierung des Coriums auf der Fundamentplatte des BR.

Unfallszenarien mit Kernschmelze, die zu potenziell erheblichen Freisetzungen führen, werden in fünf Kategorien eingeteilt:

- Beschädigung des Brennstoffs im BR mit frühzeitigem Verlust des Containments,
- Durchbruch der Fundamentplatte,
- später Verlust des Containments durch Versagen des Reaktorbehälters,
- Aufrechterhaltung des Containments mit Öffnung der Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Sicherheitsbehälters,
- Aufrechterhaltung der Sicherheitshülle ohne Öffnung der Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Reaktorbehälters.

Im Rahmen des 4. RP 900 konzentrieren sich die Arbeiten auf die Szenarien der ersten vier Kategorien, wobei die fünfte Kategorie eine Situation darstellt, in der der Sicherheitsbehälter unter Kontrolle und intakt bleibt und es zu keinen frühen oder erheblichen Freisetzungen kommt.

Die Szenarien sind Gegenstand deterministischer Studien zu den radiologischen Folgen, ergänzt durch probabilistische Bewertungen.

4.2 ERFÜLLUNG DER ZIELE

4.2.1 Allgemeiner Ansatz für Unfallsituationen mit Kernschmelze

Allgemeiner Teil – Stufe

Die Risikoanalyse in Bezug auf Unfallabläufe mit Kernschmelze stützt sich auf Szenarioanalysen mit geeigneten Berechnungsprogrammen. Diese Programme basieren auf physikalischen Modellen, die auf der Grundlage repräsentativer Experimente entwickelt und validiert wurden und auf dem Stand der internationalen Technik gehalten werden.

Die Auslegung der erforderlichen Maßnahmen für Unfälle mit Kernschmelze erfolgt deterministisch, kann jedoch probabilistische Grundlagen für die Auswahl der als Auslegungsgrundlage herangezogenen Szenarien nutzen, um mit dem Risiko, gegen das man sich absichern möchte, im Einklang zu stehen.

Diese Auslegung stützt sich zudem auf vernünftige, umfassende Annahmen, wobei bei Bedarf Sensitivitätsanalysen herangezogen werden, um das mögliche Vorhandensein eines *„Klippeneffekts“* zu erkennen.

Die Ausrüstungen, die bei einem Unfall mit Kernschmelze als notwendig identifiziert wurden, tragen entweder direkt zur Eindämmung der Spaltprodukte oder direkt zur Bewältigung des Unfalls mit Kernschmelze bei. Sie

bilden die Verteidigungslinie zur Eindämmung eines Kernschmelzunfalls. Für diese materiellen Vorkehrungen gelten Anforderungen (funktionale Anforderungen, Beladung und Einsatzdauer), um ihre Leistungsfähigkeit und Verfügbarkeit unter den Bedingungen eines Kernschmelzunfalls zu gewährleisten.

Diese Ausrüstungen können entweder im Rahmen von baulichen Änderungen installiert oder aus dem bestehenden Materialbestand genutzt werden.

Bei bestehenden Ausrüstungen, die im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze als notwendig identifiziert wurden, wird eine Überprüfung ihrer Eignung unter den Bedingungen eines Unfalls mit Kernschmelze durchgeführt. Bestehende Ausrüstungen, für die der Nachweis der Eignung unter diesen Bedingungen nicht erbracht werden kann, werden im Rahmen der Vorgänge PNRL1896, PNPE1264, PNPE1486 und PNPE1347 durch qualifizierte Ausrüstungen ersetzt. Bei neuen Ausrüstungen, die zur Eindämmung von Unfallsituationen mit Kernschmelze erforderlich sind, werden diese Betriebsbedingungen bereits bei der Auslegung berücksichtigt.

Nach Abschluss aller im Rahmen des 4. RP 900 für die Baureihe CPY durchgeführten Überprüfungen stellen die Umgebungsbedingungen in den Räumen, in denen Maßnahmen zur Bewältigung von Unfallsituationen mit Kernschmelze erforderlich wären, die Fähigkeit der Einsatzkräfte nicht in Frage, die erforderlichen Maßnahmen in diesen Räumen über den notwendigen Zeitraum hinweg durchzuführen.

Ergänzend dazu hat EDF gemäß der von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [FOH-B] die tatsächliche Fähigkeit des Einsatzpersonals vor Ort überprüft, die Räume zu betreten und dort die im Nachweis der nuklearen Sicherheit im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze geforderten Maßnahmen durchzuführen (z. B. Zugänglichkeit der Kontroll- und Steuerungselemente, Fähigkeit zur Durchführung der Maßnahmen beim Tragen von persönlicher Schutzausrüstung, Verfügbarkeit der Werkzeuge, für den Zugang erforderliche Zeit). Die von EDF im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung der Reaktoren der 900-MWe-Klasse vorgesehenen Maßnahmen lauten wie folgt:

- Betriebsanpassung, um den Einsatz von Selbstüberwachungszellen zu ermöglichen, mit denen die RCV-RIS-Ventile im Falle eines APRP4 vom BL aus betätigt werden können. Geplante Änderung in Phase B;
- Umsetzung des Leitfadens zum Strahlenschutz bei radiologischen Notfällen spätestens in der Ergänzungsphase B;
- Bereitstellung der Liste der Räume, die Umwälzkreisläufe (Unfälle ohne und mit Kernschmelze) und/oder Durchführungen durch den Sicherheitsbehälter enthalten, an den Betreiber spätestens in der Ergänzungsphase B;
- Aktualisierung der Sonderbetriebsvorschrift für schwere Wetterereignisse, um im Falle einer Vorwarnung vor starkem Wind die Vorab-Ausrichtung der Nachspeisung der ASG-Abdeckung durch SER zu verlangen. Aktualisierung in Phase B (Ergänzungen) vorgesehen.

Darüber hinaus hat EDF eine Lösung für die CPY-Ebene definiert, um zu vermeiden, dass im H3-Zustand bei API-Status NSO (PNPE1592) auf das Innere des BR zugegriffen werden muss. EDF beabsichtigt, diese Lösung in der Phase B (Ergänzungen) umzusetzen.

Spezifischer Teil zu Block 4 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Blayais weist hinsichtlich des Zustands „Stufe“ keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderungen:

- PNPE1264 „Austausch eines Kabels des ETY-Systems“,
- PNPE1471 „Austausch von Ventilen oder Ventildichtungen an den EAS-ND-Totarmen“,

wurden am Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderungen:

- PNPE1347 „Austausch bestimmter elektrischer Stellantriebe und Schaltschränke der Systeme EAS und PTR“,
- PNPE1486 „Elektrische Robustheit AG/ND RCV 430 SM und EAS 002 VB“,
- PNRL1896 „Austausch der Dichtungen einer Klappe des Stickstoffspeicher- und -verteilungssystems (RAZ)“,

werden im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4. RP 900 am Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt.

Die Änderung PNPE1592 „Bedienbarkeit von RCV050VP vom BL aus in Situation H3 im API NSO“ wird im Rahmen der Phase B „Ergänzungen“ der Änderungen des 4. RP 900 im Block 4 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt.

4.2.2 Maßnahmen bei Situationen mit Risiko einer Kernschmelze

Allgemeiner Teil – Ebene

Ein Unfall mit Kernschmelze kann kurz- oder langfristig Freisetzungen in die Umwelt zur Folge haben, wenn die Integrität des Sicherheitsbehälters nicht dauerhaft aufrechterhalten werden kann. Die verschiedenen Risiken, die mit Unfallsituationen mit Kernschmelze verbunden sind, werden analysiert.

Je nach Risiko werden Maßnahmen umgesetzt, um entweder die Eintrittswahrscheinlichkeit zu verringern oder die Folgen zu verzögern und abzumildern.

❖ **Maßnahmen hinsichtlich des Risikos eines langsamen Druckaufbaus im Sicherheitsbehälter**

Ohne Ableitung der Leistung aus dem Sicherheitsbehälter führen die Verdampfung von Wasser auf dem Corium und die Entstehung nicht kondensierbarer Gase während der Wechselwirkung zwischen Corium und Beton zu einem langsamen Druckaufbau im Sicherheitsbehälter. Der Druck im Sicherheitsbehälter kann den Auslegungsdruck der Sicherheitsbehälter erreichen und die Öffnung der Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Sicherheitsbehälters erforderlich machen, was zu radioaktiven Freisetzungen in die Umwelt führt.

Im Rahmen des 4. RP 900 gewährleistet die Umsetzung der Anordnung EAS-ND (PNPP1811) die folgenden beiden Funktionen:

- das Überfluten und Kühlen des Coriums im Reaktorbehälter oder außerhalb des Reaktorbehälters,
- die Ableitung der Restleistung aus dem Sicherheitsbehälter.

Der Betrieb basiert zum einen auf einer EAS-ND-Pumpe, die im Direktinjektionsbetrieb aus dem PTR-Behälter oder im Umwälzbetrieb aus den BR-Sammelbecken betrieben werden kann, und zum anderen auf einem EAS-ND-Wärmetauscher, der die Kühlung des wieder eingeleiteten Wassers gewährleistet und selbst durch die „Source Froide Noyau Dur“ (SF-ND) gekühlt wird. Die „Source Froide Noyau Dur“ besteht aus einer mobilen Pumpanlage, die von der FARN transportiert und eingesetzt wird, sowie aus bautechnischen Einrichtungen an bestimmten Standorten (PNPP1972 und PNRL1844). Die EAS-ND- und SF-ND-Maßnahmen entsprechen der Vorschrift [AG-B-I]. Die EAS-ND-Maßnahme trägt zur Erfüllung der Vorschrift [AG-D-I] bei.

Die EAS-ND-Maßnahme ist so ausgelegt, dass Situationen mit Kernschmelze vermieden werden, die zum Öffnen der Druckentlastungs- und Filteranlage des Sicherheitsbehälters führen würden. Sie trägt zudem zur Verringerung der radiologischen Folgen von Situationen mit kontrollierter Einschließung bei.

Bestimmte Ventile oder Ventildichtungen an Hilfsrohrleitungen der EAS-ND-Anlage werden im Rahmen des Vorhabens PNPE1471 ausgetauscht, um ihre Dichtheit unter Unfallbedingungen mit Kernschmelze

.

Die im Rahmen der Vorgabe [AG-B-II] durchgeführten Untersuchungen zur Druckaufbaukinetik des Sicherheitsbehälters ermöglichen es EDF zu dem Schluss zu kommen, dass der Sicherheitsnachweis gewährleistet ist, ohne dass zusätzlich zur PTR-Folie eine weitere Zufuhr von boriertem Wasser in das Reaktorgebäude erforderlich ist. Dennoch wurden als Reaktion auf die Vorschrift [AG-B-II] Maßnahmen identifiziert, die es ermöglichen, kurzfristig eine zusätzliche Menge an boriertem Wasser in das Reaktorgebäude einzuspeisen, die die im PTR-Behälter enthaltene Menge ergänzt, und die Fähigkeit des Betreibers, diese Maßnahmen im Rahmen des Krisenmanagements umzusetzen, wurde analysiert. Die geplanten Maßnahmen bestehen darin, die Dokumentation und die Instrumente, die den nationalen und/oder standortbezogenen Krisenteams zur Verfügung stehen, zu aktualisieren.

Darüber hinaus gewährleistet die Notstromversorgung der Breitband-Reaktordruckmessung durch das DUS, dass der Prüfdruck des Reaktorbehälters nicht überschritten wird, auch im Falle eines vollständigen Ausfalls der Stromversorgung.

Tatsächlich handelt es sich beim DUS (PNPP1666) um eine zusätzliche Notstromquelle, die nach dem Unfall von Fukushima (vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7) eingeführt wurde, um die Stromversorgung der EDF-Reaktoren zu stärken. Das DUS ermöglicht insbesondere die Wiederversorgung der Anlagen des „harten Kerns“, die in Unfallsituationen mit Kernschmelze benötigt werden, auch bei einem vollständigen Ausfall der Stromversorgung am Standort.

Aufgrund der Erkenntnisse aus dem Unfall von Fukushima wurde eine erste Verstärkung des Druckentlastungs- und Filtersystems des Sicherheitsbehälters vorgenommen, um dessen Beständigkeit gegenüber einem Erdbeben der Stufe SMHV (PNPP1870) sicherzustellen. In Anwendung der Vorschrift [AG-C-II] wird eine zusätzliche Verstärkung der Druckentlastungs- und Filteranlage des Sicherheitsbehälters vorgenommen, um deren Beständigkeit gegenüber einem Erdbeben der Stufe SMS (PNPE1377) sicherzustellen.

❖ **Maßnahmen hinsichtlich des Risikos eines Verlusts der Sicherheitshülle durch Erosion und/oder Durchbruch der Fundamentplatte**

Im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze kann die Kernschmelze zur Bildung eines Corium-Bades führen, das letztendlich den Reaktorbehälter durchbrechen und anschließend zur Erosion der Fundamentplatte führen kann, wodurch die Sicherheitshülle gefährdet wird.

Um das Risiko eines Verlusts der Sicherheitshülle im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze durch Erosion der Fundamentplatte zu begrenzen, wird eine Vorrichtung eingesetzt, die auf der Stabilisierung des Coriums unter Wasser nach dessen Ausbreitung im trockenen Zustand basiert (PNPP1976): Die Ausbreitung des Coriums nach dem Durchbruch des Reaktorbehälters erfolgt im Reaktorschacht und im RIC-Raum. Diese Lösung ähnelt im Prinzip der bei Reaktoren vom Typ EPR (Core-Catcher) umgesetzten; sie berücksichtigt die F&E-Programme zur Wechselwirkung zwischen Corium und Beton und ermöglicht den Erhalt der tragenden Fundamentplatte des Sicherheitsbehälters. Diese Anordnung entspricht der Vorschrift [AG-A-I].

Die Untersuchungen zielen darauf ab, den Erhalt der tragenden Fundamentplatte des Sicherheitsbehälters bei einem Unfall mit Kernschmelze nachzuweisen. Dadurch kann eine signifikante Betondicke aufrechterhalten werden, die den Großteil ihrer mechanischen Eigenschaften bewahrt und in solchen Situationen die radiologische Eindämmung durch die dritte Barriere gewährleistet. In Anwendung der Vorschrift [AG-A-II] hat EDF:

- der Behörde für nukleare Sicherheit einen detaillierten Vorentwurf vorgelegt, der die Verdickung der Fundamentplatte der Reaktorgebäude ermöglicht, deren Beton einen sehr hohen Siliziumdioxidgehalt aufweist. Dieser Vorentwurf umfasst eine Studie zur Optimierung des Strahlenschutzes für das Einsatzpersonal;
- hat der Behörde für nukleare Sicherheit die Schlussfolgerungen seines auf Versuchen basierenden Untersuchungsprogramms zum Verhalten der Fundamentplatten im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze vorgelegt und sich für die Verdickung der siliziumreichen Fundamentplatten der Reaktoren der Kernkraftwerke Blayais und Dampierre ausgesprochen.

Um der Forderung der ASNR nachzukommen und die Sicherheitsmargen hinsichtlich des Erhalts der tragenden Fundamentplatte des Sicherheitsbehälters so weit wie möglich zu verbessern, wird EDF letztendlich alle Fundamentplatten der Reaktorgebäude aus hochsilikatischem Beton der 900-MWe-Reaktoren (PNPP1976) innerhalb der in der Vorschrift [AG-A-II] festgelegten Fristen verdicken.

Ergänzend dazu und in Anwendung der Vorschrift [AG-A-III] verstärkt EDF die Trennwände zwischen dem internen Instrumentenraum des Reaktorkerns (RIC) und dem Bereich der Sammelbecken am Boden des Sicherheitsbehälters des Reaktorgebäudes, um jegliches Risiko zu vermeiden, das durch ein Durchdringen des Coriums entstehen könnte (PNPP1976).

Die trockene Ausbreitung des Coriums wird durch die vorherige Abdichtung des Reaktorkesselschachts und des angrenzenden RIC-Raums gewährleistet. In diesem Zusammenhang werden die RGE in Phase B angepasst, um die Mittel zur Wassererkennung im Reaktorkesselschacht und im RIC-Raum im Normalbetrieb zu optimieren. Die Wiederüberflutung des Coriums von oben erfolgt anschließend durch Schwerkraft mit dem Wasser aus den Sammelbecken und dem Boden des Reaktorgebäudes (BR), die zuvor über die RIS-Kreisläufe, EAS oder über die Null-Durchfluss-Leitung der Pumpe der EAS-ND-Anordnung oder aktiv durch die Einspeisung von Wasser in den Reaktorbehälter nach der Verteilung des Coriums, falls die Sammelbecken des BR nicht gefüllt worden wären.

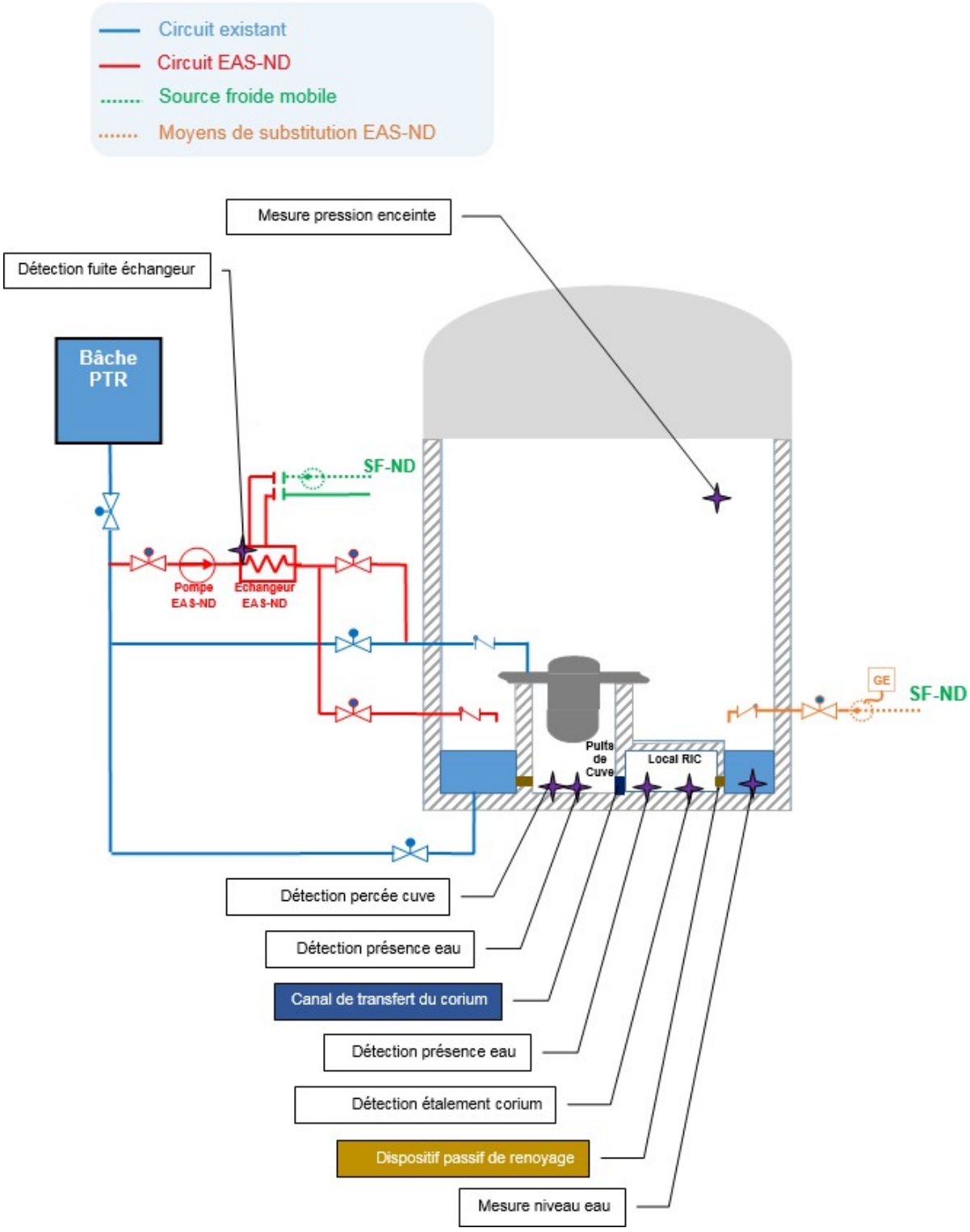
Die schwerkraftbedingte Wiederüberflutung des Coriums wird durch redundante Bohrungen in den Wänden der Behälter-Schachträume und des RIC-Raums gewährleistet, die durch eine passive Ventilanordnung (oder Klappen) verschlossen sind, welche die Dichtheit zwischen dem am Boden des BR angesammelten Wasser und dem Ausbreitungsbereich sicherstellt. Dies garantiert eine trockene Ausbreitung des Coriums. Die Aufhebung der Absperrvorrichtung wird nach dem Ausbreiten des Coriums durch das Reißen von Schmelzseilen ausgelöst.

Die Kühlung des Coriums und die langfristige Ableitung der Restleistung aus dem Reaktorgebäude werden durch die Maßnahmen EAS-ND und SF-ND gewährleistet.

Die Messung zur Erkennung eines Behälterdurchbruchs (PNXX1746, Thermoelement im Behälterschacht) ermöglicht es, bei Bedarf eine Wassereinspritzung auf das Corium über den Behälter zum effektivsten Zeitpunkt sicherzustellen, der der Wiederflutung nach dem trockenen Ausbreiten des Coriums entspricht. Diese Messung wird durch das DUS im Rahmen des Vorfalls PNPE1387 unterstützt.

Ergänzend dazu und im Anschluss an die Untersuchung im Rahmen der Ständigen Expertengruppe für Reaktoren (GPR) zu Unfällen mit Kernschmelze, die am 27. und 28. März 2019 stattfand:

- führt EDF eine spezielle Messtechnik ein, mit der die Ausbreitung des Coriums über die gesamte Fläche des RIC-Raums (PNPE1387) erfasst werden kann, und berücksichtigt diese Informationen in der AG-Leitstrategie.
- EDF führt eine zusätzliche Maßnahme ein, die im Falle eines mittel- bis langfristigen Ausfalls des EAS-ND (PNPE1362) eine Wasserzufuhr in den Boden des Sicherheitsbehälters mittels mobiler Einrichtungen über einen ausreichenden Zeitraum ermöglicht, um die Erosion der Fundamentplatte zu begrenzen. Diese Maßnahme entspricht der Vorschrift [AG-B-III]. Die Steuerung dieser Wasserzufuhr erfolgt über eine Wasserstandsmessung am Boden des BR (PNPE1386).



Prinzipskizze der EAS-ND-Maßnahmen und der Stabilisierung des Coriums

❖ **Maßnahmen in Bezug auf die am Containment beteiligten Funktionen und Ausrüstungen**

Die Durchführungen des Sicherheitsbehälters, einschließlich der Absperrventile, die automatischen Absperrbefehlen unterliegen, werden vor dem Eintritt eines Unfalls mit Kernschmelze geschlossen. Bei Durchführungen durch den Sicherheitsbehälter, deren Absperrung durch ein motorbetriebenes Bauteil erfolgt, gewährleistet die elektrische Notstromversorgung dieser Bauteile durch das DUS (PNPE1073 und PNPE1068) deren Betriebsfähigkeit, auch bei vollständigem Ausfall der Stromversorgung

. Das DUS gewährleistet zudem die elektrische Notstromversorgung eines Belüftungs- und Luftfilterkreises des Kontrollraums (über die Änderung PNPE1068), um die Aufrechterhaltung dieser Funktionen im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze infolge einer Situation (H3) zu ermöglichen.

Im Hinblick auf die Verbesserung der Widerstandsfähigkeit bestimmter an der Sicherheitshülle beteiligter Komponenten bei Unfällen mit Kernschmelze führt EDF den Austausch der Sichtfenster der BR-Schleusen durch („Verstärkung der Sichtfenster der BR-Schleusen“ PNPP1631).

❖ **Betrieb der EAS-ND-Anlage im Umwälzbetrieb**

Die langfristige Bewältigung von Unfallsituationen mit Kernschmelze beruht auf dem Umwälzbetrieb der EAS-ND-Anlage, um das Corium unter Wasser zu halten und die Restleistung aus dem BR abzuleiten. Die Auslegungsanforderungen der EAS-ND-Anlage sind an die vorgesehene Situation angepasst und gewährleisten ein hohes Maß an Zuverlässigkeit der Anlagenkomponenten für eine angestrebte Betriebsdauer der Anlage von einem Jahr. Im Hinblick auf den langfristigen Umwälzbetrieb bei einem Unfall mit Kernschmelze und zur Begrenzung der möglichen Folgen eines Lecks im EAS-ND-Kreislauf richtet EDF eine Vorrichtung ein, um ein möglicherweise auftretendes Leck im EAS-ND-Kreislauf (PNPP1541) außerhalb des Sicherheitsbehälters zu bewältigen. Diese Maßnahme besteht darin, die Leckagen aus den empfindlichsten Komponenten des EAS-ND-Systems über dessen gesamte Einsatzdauer hinweg im BK aufzufangen, um die Folgen hinsichtlich der Freisetzungen in die Umwelt zu begrenzen. Ergänzend dazu setzt EDF eine Maßnahme zur Rückführung der in den Auffangbecken des BK (PNPE1362) vorhandenen Abwässer in den BR um. Diese Maßnahmen zur Sammlung und Rückführung entsprechen den Vorschriften [AG-B-IV] und [AG-D-I].

Darüber hinaus setzt EDF im Rahmen des Notfallmanagements ein System zur Erkennung möglicher interner Leckagen am EAS-ND-Wärmetauscher ein, um sicherzustellen, dass die Kaltquelle nicht kontaminiert wird. Diese Maßnahme wird auf der Grundlage eines von der FARN eingesetzten mobilen Systems durchgeführt.

❖ **Maßnahmen hinsichtlich des Risikos eines Verlusts der Sicherheitshülle durch direkte Erwärmung des Reaktorbehälters**

Das Öffnen und Offenhalten der Druckhalterventile ist im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze erforderlich, um die Druckentlastung des Primärkreislaufs sicherzustellen und so den möglichen Folgen einer Kernschmelze unter Druck vorzubeugen. Ist der Primärkreislauf beim Durchschlagen des Reaktorbehälters unter Druck, kann ein Teil des Coriums in den Sicherheitsbehälter gelangen, was zu einem erheblichen Temperatur- und Druckanstieg im Sicherheitsbehälter führt.

Angesichts dieses Risikos hat EDF im Rahmen des 3. RP 900 eine Änderung umgesetzt, die darauf abzielt, die Steuerung der Druckhalterventile (PNXX1721) zuverlässiger zu gestalten, um das Öffnen und Offenhalten dieser Ventile auch bei Ausfall der Stromversorgung zu gewährleisten.

Im Rahmen des 4. RP 900 verstärkt EDF die Anlagen durch den Austausch der Ventilköpfe des Druckhalters, um deren Entlastungskapazität bei niedrigem Primärdruck zu erhöhen (PNPP1595). Diese Änderung besteht darin, den Entlastungsquerschnitt bei niedrigem Druck im gesteuerten Öffnungszustand zu vergrößern.

Schließlich gewährleistet die elektrische Notversorgung der Druckhalterventile durch das DUS deren Öffnung in Unfallsituationen mit Kernschmelze infolge eines vollständigen Ausfalls der Stromversorgung (H3).

❖ **Maßnahmen hinsichtlich des Risikos eines Containmentverlusts durch eine Dampfexplosion außerhalb des Reaktorbehälters**

Im Falle eines Reaktorbehälterbruchs basiert die Maßnahme zur Stabilisierung des Coriums außerhalb des Reaktorbehälters auf einer Strategie der Trockenausbreitung des Coriums, gefolgt von einer passiven Wiederüberflutung durch Wasser aus den Sammelbecken. Dies erfordert technische Vorkehrungen (PNPP1976), die darauf abzielen, das Eindringen von Wasser in den Ausbreitungsbereich vor dem Reaktorbehälterbruch zu verhindern. Diese Vorkehrungen verhindern, dass das Corium in einen zuvor gefluteten Reaktorkammernbrunnen gelangt, wodurch jegliches Risiko einer Dampfexplosion außerhalb des Reaktorkessels in solchen Situationen ausgeschlossen wird.

❖ **Maßnahmen hinsichtlich des Risikos einer erneuten Kritikalität des Coriums**

Bei bestimmten geometrischen Konfigurationen des Coriums während der Kühlung durch Einspritzen von nicht boriertem Wasser könnte es zu einer erneuten Kritikalität kommen, was einen Anstieg der abzuführenden Leistung zur Folge hätte. Um dieses Risiko zu vermeiden, legen die Betriebsverfahren konservativ fest, wie nicht boriertes Wasser während der kurz-, mittel- und langfristigen Phasen eines Unfalls mit Kernschmelze eingesetzt werden darf.

❖ **Umgang mit kontaminiertem Wasser**

Die Begrenzung des Risikos einer Ausbreitung flüssiger radioaktiver Stoffe außerhalb des Standorts basiert auf drei Verteidigungslinien:

- Das EAS-ND-System, dessen Auslegungs- und Fertigungsanforderungen ein geringes Leckageniveau außerhalb des Sicherheitsbehälters gewährleisten, bildet eine erste Verteidigungslinie;
- Das Auffangen von Leckagen aus den empfindlichsten Komponenten des EAS-ND-Systems (PNPP1541) sowie die Rückführung der in den Auffangbecken des BK (PNPE1362) vorhandenen Abwässer in den BR bilden eine zweite Verteidigungslinie;
- Eine dritte Verteidigungslinie im Rahmen des Krisenmanagements ist darauf ausgelegt, die Einhaltung der Qualitätsrichtwerte für Wasser für den menschlichen Gebrauch sowohl in der kurzfristigen als auch in der langfristigen Phase eines Unfalls mit Kernschmelze zu gewährleisten:
    - Gemäß der Vorschrift [AG-D-II] wird EDF über die erforderlichen Mittel verfügen, um die Kontamination des im Reaktorgebäude vorhandenen Wassers nach einem Unfall mit Kernschmelze zu verringern, und stellt deren Betriebsbereitschaft vor Ort sicher (PNPE1362 und PNPE1449);
    - Gemäß der Vorschrift [AG-D-III] hat EDF, um das Ausmaß und die Dauer der Wasserverschmutzung in der Umwelt im Falle eines Austritts von kontaminiertem Wasser aus den Gebäuden nach einem Unfall mit Kernschmelze zu begrenzen, Maßnahmen zur Eindämmung der Ausbreitung radioaktiver Stoffe über den Boden und das Grundwasser außerhalb des Standorts untersucht. Diese Untersuchungen ergaben keinen Hinweis darauf, dass angesichts der sicherheitstechnischen Herausforderungen zusätzliche Maßnahmen erforderlich wären.

Spezifischer Teil zu Block 4 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Blayais weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands

des Blocks Die Änderungen:

- PNPE1068 Band A „Stromverteilung im Kernbereich“,
- PNPE1073 „Steuerung und Regelung – bestehender Kernbereich“,
- PNPE1449 „Dekontamination der Abwässer aus dem BR“,
- PNPE1471 „Austausch von Ventilen oder Ventildichtungen an EAS-ND-Sackrohren“,
- PNPP1541 „Einrichtung eines Abwassersammelsystems bei einem Unfall mit Kernschmelze (einschließlich EAS014VB)“,
- PNPP1595 „Austausch der SEBIM-Ventilköpfe“,
- PNPP1631 „Verstärkung der Sichtfenster der BR-Druckkammer“,

- PNPP1666 „Notfall-Dieselaggregat“,
- PNPP1811 „Einrichtung eines EAS-ND-Systems zur Wassereinspritzung in den Primärkreislauf und zur Ableitung der Restleistung“,
- PNPP1870 „Verstärkung der Erdbebensicherheit der Entlüftungsvorrichtung des U5-Behälters auf SMHV-Niveau“,
- PNPP1976 „Einbau einer Vorrichtung zur Trockenverteilung und Stabilisierung des Coriums unter Wasser“,
- PNPP1976 „Verstärkung der Trennwände zwischen dem internen Kerninstrumentierungsraum (RIC) und dem Bereich der Sumpfbecken am Boden des Sicherheitsbehälters des Reaktorgebäudes“
- PNXX1721 „Verbesserung der Zuverlässigkeit der Steuerung der Druckhalterventile“,
- PNRL1844 „Standortspezifische Auslegung für die ultimative Kaltquelle: Zugangsrampen zur Kaltquelle“,
- PNRL1976 „Betriebsänderung – Änderung der Schwellenwerte für den BK-Sumpf zur Auffangung von Leckagen EAS014VB“,

wurden am Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPP1976 „Arbeiten zur Verdickung der Fundamentplatten der BR“ wird am Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration unter Einhaltung der Fristen gemäß Punkt 3 von [AG-A-II] vorgesehen ist.

Die Änderung PNPE1377 „Verstärkung der Erdbebensicherheit der Kompressions- und Filteranlage des U5-Behälters auf SMS-Niveau“ wird im Rahmen eines spezifischen Zeitplans im Block 4 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt, wobei die Integration unter Einhaltung der Fristen aus [AG-C-II] vorgesehen ist.

Die Änderung PNPE1387 „Einrichtung einer Coriumausbreitungsdetektion im RIC-Raum (Reaktorkerninstrumentierung) und Notstromversorgung durch den DUS (Diesel-Notstromaggregat) für das Thermoelement zur Coriumausbreitungsdetektion im RIC-Raum“ wird im Block 4 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4. RP 900 umgesetzt.

Die Änderungen:

- PNPE1386 „Einrichtung eines Messpegels für den Sumpf im Reaktorgebäude“,
- PNPE1362 „Einbau von festen Einspeise- und Absaugleitungen im Reaktorgebäude sowie einer mobilen Ersatzvorrichtung für das EAS-ND, Rückführung der Abwässer aus dem Brennelementgebäude in das Reaktorgebäude“,
- PNPE1460 „Verstärkung der Trennwände zwischen dem internen Kerninstrumentierungsraum (RIC) und dem Sumpfbereich am Boden des Sicherheitsbehälters des Reaktorgebäudes“,

werden im Block 4 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen der Phase B „Ergänzungen“ der Änderungen des 4. RP 900 umgesetzt.

Die Änderung PNPE1068 Band C „Austausch des Schaltschranks LLJ001CR“ wird am Block 4 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration spätestens in Phase B „Ergänzungen“ der Änderungen des 4. RP 900 vorgesehen ist.

4.2.3 Reduzierung der radiologischen Folgen

Allgemeiner Teil – Ebene

❖ **Vorgehensweise**

Im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze hat die Aufrechterhaltung des Containments oberste Priorität, um Freisetzungen in die Umwelt zu begrenzen. Für Szenarien ohne unkontrollierten Verlust des Containments werden Berechnungen der radiologischen Folgen durchgeführt.

Die radiologischen Folgen von Unfällen mit Kernschmelze werden anhand eines Referenzquellenausdrucks bewertet. Dieser Referenzquellenausdruck ist ein Entkopplungsquellenausdruck, der die Freisetzungen in die Umwelt für diese Situationen umfasst. Die wichtigsten Annahmen werden in den folgenden Absätzen dargelegt.

Die zugrunde gelegten physikalischen Annahmen sind für die Situation vor und nach dem 4. RP 900 identisch, um die Auswirkungen der gewählten Maßnahmen bewerten zu können.

Die Freisetzungskinetik der Radionuklide im Sicherheitsbehälter verläuft in drei unterschiedlichen Phasen: der Freisetzungsphase im Reaktorbehälter, der Freisetzungsphase durch Corium-Beton-Wechselwirkung (ICB) und der Phase der späten Freisetzung im Reaktorbehälter. Jeder dieser Phasen sind Freisetzungsraten zugeordnet, die vom jeweiligen Spaltprodukt abhängen. Durch die Aufrechterhaltung eines basischen pH-Werts in den Sammelbecken des Sicherheitsbehälters lassen sich die Freisetzungen von flüchtigem radioaktivem Jod vernachlässigbar gering halten. Im Anschluss an die Sitzung im Rahmen der Ständigen Expertengruppe für Reaktoren (GPR) zu Unfällen mit Kernschmelze, die am 27. und 28. März 2019 stattfand, und in Anwendung der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [CR-B], führt EDF eine Maßnahme durch, die darin besteht, am Boden der Auffangbecken wasserlösliche Alkaliverbindungen (PNPE1410) einzubringen.

Die Bewertung der in die Atmosphäre freigesetzten Radioaktivität und der damit verbundenen radiologischen Folgen erfolgt:

- im Zustand vor RP4 900 unter der Annahme, dass die Druckentlastungs- und Filteranlage des Sicherheitsbehälters 24 Stunden nach Eintritt eines Unfalls mit Kernschmelze in Betrieb genommen wird. Zu Ungunsten der Berechnungen der radiologischen Folgen wird der Metallvorfilter der Druckentlastungs- und Filteranlage des Sicherheitsbehälters nicht berücksichtigt.
- im Zustand RP4 900 ohne Öffnung der Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Reaktorbehälters. Durch die Umsetzung der EAS-ND-Maßnahme (PNPP1811) mit einem Wärmetauscher, der über eine unabhängige Kaltquelle (SF-ND) verfügt, kann die Öffnung der Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Reaktorbehälters vermieden werden.

❖ **Bewertung der Strahlendosen für die Bevölkerung**

Die Dosen für die Bevölkerung werden anhand der in die Atmosphäre freigesetzten Aktivitäten berechnet. Die Dosen werden für eine Bevölkerung berechnet, die sich in Lee des havarierten Blocks befindet. Die effektive Dosis durch Bestrahlung und Inhalation in der Abgaswolke sowie die äquivalente Schilddrüsendosis durch Inhalation werden anhand der Ausbreitung der in die Atmosphäre freigesetzten Aktivität und der Dosisumrechnungsfaktoren bewertet. Der Vergleich der Bevölkerungsdosen im Zustand vor RP4 900 und im Zustand RP4 900 ermöglicht es, die Vorteile zu bewerten, die sich aus den für das 4. RP 900 umgesetzten Änderungen ergeben.

Die bei Umsetzung der EAS-ND-Bestimmung ermittelten Dosen für die Bevölkerung zeigen, dass keine Gegenmaßnahmen über 2 km für die Evakuierung, 5 km für den Schutz in geschlossenen Räumen und 10 km für die Einnahme von stabilem Jod hinaus erforderlich sind.

Der Vergleich mit dem Zustand ohne Umsetzung der EAS-ND-Bestimmung zeigt, dass diese Änderung es ermöglicht, die radiologischen Folgen eines Unfalls mit Kernschmelze erheblich zu begrenzen.

Blockspezifischer Teil 4 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais weist gegenüber dem Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands

des Blocks Die Änderungen:

- PNPE1410 „Einbau von Natriumtetraborat-Körben in die Auffangbecken des Reaktorgebäudes“,
- PNPP1811 „Einbau eines EAS-ND-Systems zur Wassereinspeisung in den Primärkreislauf und zur Ableitung der Restleistung“,
- PNPE1389 „Luftversorgung der Ventile RCP 131 VP“,

wurden am Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

4.2.4 EPS in Bezug auf Situationen mit Kernschmelze (EPS N2)

Allgemeiner Teil – Lagerbereich

Im Rahmen des 4. RP 900 hat EDF eine Reihe von sogenannten EPS-Studien der Stufe 2 durchgeführt, in die die Erkenntnisse aus den im Rahmen des 3. RP für die Leistungsstufen 900 MWe und anschließend 1300 MWe entwickelten EPS-Studien der Stufe 2 eingeflossen sind.

Ziel dieser Studien ist es, das Risiko von Freisetzungen zu bewerten und das Sicherheitsniveau der Anlage zu bestimmen. Darüber hinaus hat sich EDF zum Ziel gesetzt, die Häufigkeit von Szenarien zu verringern, die insbesondere zu frühen und umfangreichen Freisetzungen oder zum Durchbruch der Fundamentplatte führen.

Die Sicherheitsplanstudie der Stufe 2 baut auf dem Modell der Sicherheitsplanstudie der Stufe 1 auf. Die verwendete Methodik wird aus dem 3. Überarbeitungsplan 1300 übernommen, dessen Eingabedaten im Folgenden aufgeführt sind:

- Bewertung der Endfestigkeit des Sicherheitsbehälters: Die Untersuchung des Verhaltens des Sicherheitsbehälters jenseits der Auslegungsbedingungen ist ein wichtiger Schritt bei der Entwicklung einer EPS der Stufe 2. Die für die EPS der Stufe 2 durchgeführten mechanischen Strukturuntersuchungen ermöglichen es, die verschiedenen möglichen Versagensmodi des Sicherheitsbehälters zu charakterisieren, um eine Wahrscheinlichkeitsverteilung der Endfestigkeit des Sicherheitsbehälters (Fragilitätskurve) zu erstellen.
- Phänomenologie *„Unfall mit Kernschmelze“*: Angesichts ihres Ziels, das Risiko von Freisetzungen unter dem doppelten Gesichtspunkt von Häufigkeit und Amplitude zu bewerten, modelliert die Sicherheitsbewertung der Stufe 2 die verschiedenen möglichen Arten des Containmentverlusts. Dabei spielt das Auftreten physikalischer Phänomene, die bei einem Unfall mit Kernschmelze auftreten können, eine wichtige Rolle. Die phänomenologischen Studien stützen sich auf Daten aus dem internationalen Stand der Technik, die in den deterministischen Studien ermittelt wurden, sowie auf Ergebnisse, die mit speziellen Berechnungsprogrammen gewonnen wurden.
- Menschlicher Faktor: Mit Ausnahme einiger vorgeschriebener Maßnahmen im Rahmen des „Conduite Incidentelle – Accidentelle“ (Verhalten bei Zwischenfällen und Unfällen) stammen die modellierten Aufgaben hauptsächlich aus dem Verhalten bei einem Unfall mit Kernschmelze. Die probabilistische Bewertung des menschlichen Faktors erfolgt mithilfe einer Quantifizierungsmethode, die es ermöglicht, die Besonderheiten der verschiedenen in Krisensituationen auftretenden Führungssysteme (Führungsteam, dann lokales Krisenteam und schließlich nationales Krisenteam) sowie die für die Durchführung der Maßnahme verfügbaren Zeitfenster zu berücksichtigen.
- Zuverlässigkeit der Systeme, die zur Begrenzung der Folgen eines Unfalls mit Kernschmelze herangezogen werden.

Jede Funktionssequenz führt zu einer Auswirkung, die als *„Freisetzungskategorie“* bezeichnet wird. Anhand dieser Freisetzungskategorien lassen sich Unfallszenarien zusammenfassen, die hinsichtlich der Freisetzungen als vergleichbar eingestuft werden:

- Freisetzungen „*über die Luft*“:
  - R1: frühe und erhebliche Freisetzungen; hierbei handelt es sich um alle Abläufe mit einem vollständigen Bruch oder einer Umgehung des Sicherheitsbehälters vor Ablauf von 24 Stunden (β-Modus), um einen durch Unfallphänomene mit Kernschmelze verursachten Sicherheitsbehälterbruch (einschließlich induzierter RTGV), um heterogene Verdünnungen mit einem Transienten der schnellen Kritikalität sowie um Kernschmelzen mit Umgehung. Zu dieser Kategorie gehören auch Freisetzungen im Falle der Freilegung eines oder mehrerer Brennelemente im Reaktorkern, was das von EDF gewählte Abgrenzungskriterium hinsichtlich des Risikos massiver Freisetzungen für den Reaktorkern darstellt,
  - R2: späte, ungefilterte Freisetzungen; hierbei handelt es sich um Abläufe mit einem Bruch des Sicherheitsbehälters nach 24 Stunden infolge seiner langsamen Druckbeaufschlagung (Fehlschlag beim Öffnen oder Ausfall der Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Sicherheitsbehälters),
  - R3: gefilterte späte Freisetzungen; hierbei handelt es sich um Szenarien, bei denen die Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Sicherheitsbehälters zum Einsatz kommt,
  - R4: Begrenzte Freisetzungen bei intaktem Sicherheitsbehälter,
  - RD: Ausbrüche vom Auslegungsfalltyp (Ausbrüche, deren Ausmaß und Kinetik mit Auslegungsfällen oder Unfällen des ergänzenden Bereichs übereinstimmen).

Es handelt sich um Freisetzungen in die Luft über den normalen Teil des Sicherheitsbehälters.

- Freisetzungen über den *„Wasserweg“*:
  - RP: durchbrochene Fundamentplatte; hierbei handelt es sich um alle Szenarien mit einer Verlagerung des Reaktorkerns in den Reaktorbehälter, die zum Durchbruch des Reaktorbehälters und schließlich zum Durchbruch der Fundamentplatte führt,
  - RI: intakte Fundamentplatte; hierbei handelt es sich um alle Abläufe ohne Durchbruch der Fundamentplatte.

Um die Ziele zu erreichen, wird den Freisetzungen R1 und RP besondere Aufmerksamkeit gewidmet.

Die Ergebnisse der Prüfung des 3. RP 1300 werden berücksichtigt und gemäß den von EDF ergriffenen Maßnahmen integriert. Die wesentlichen methodischen Weiterentwicklungen im Vergleich zum 3. RP der 1300-MWe-Generatorstufe betreffen folgende Themen:

- H_2-Verbrennung (oder CO): Absicherung durch Sensitivitätsstudien zum Risiko einer Verbrennung im Sicherheitsbehälter, auch während der Phase eines Kernschmelzunfalls außerhalb des Reaktordruckbehälters,
- Risiko einer induzierten RTGV und eines induzierten Bruchs des Heißstrangs: Verbesserung der im EPS des 3. RP 1300 verwendeten Methodik,
- Anheben des Reaktordruckbehälters: Das Risiko einer Umgehung des Sicherheitsbehälters an den Durchführungen des Sicherheitsbehälters infolge eines möglichen Anhebens des Reaktordruckbehälters wurde in Übereinstimmung mit den Studien zum EPR von Flamanville 3 berücksichtigt,
- Corium-Beton-Wechselwirkung (ICB): Weiterentwicklung der Modellierung auf der Grundlage der jüngsten Versuche,
- Freisetzungen bei Auslegungsunfällen: Es wird eine Gruppierung von Freisetzungskategorien eingeführt, um die Szenarien der Auslegungsunfälle und des ergänzenden Bereichs zu behandeln.

EPS N2 *„Interne* Ereignisse“

Diese Sicherheitsanalyse bewertet die Art und das Risiko radioaktiver Freisetzungen bei Ereignisabläufen, von denen angenommen wird, dass sie zu einer Beschädigung des Brennstoffs führen, im Rahmen der Sicherheitsanalyse der Stufe 1 „*Interne* Ereignisse“ sowie bei Bypass-Ereignissen ohne Kernschmelze.

Frühe Freisetzungen (R1)

Die Häufigkeit früher Freisetzungen wurde um den Faktor 2 reduziert. Diese Verbesserung ist im Wesentlichen auf die Stromversorgung der elektrischen Sicherheitsabsperrventile des Reaktorbehälters (PNPE1073 und PNPE1068) durch das DUS zurückzuführen, wodurch die Kontrolle über den Sicherheitsbehälter im Falle eines vollständigen Ausfalls der Stromquellen verstärkt wird. Das Risiko früher Freisetzungen liegt in der Größenordnung von einigen 10^{-7} pro Jahr und Reaktor, was weniger als 10 % des Risikos einer Kernschmelze des EPS bei internen Ereignissen N1 $^{4.}$ RP 900 entspricht und das Risiko früher und erheblicher Freisetzungen äußerst unwahrscheinlich macht.

Durchbrochene Fundamentplatte (RP)

Die jährliche Häufigkeit eines Durchbruchs der Fundamentplatte, die nach Abschluss des $^{3.}$ RP 900 auf einige 10^{-6} pro Jahr und Reaktor geschätzt wurde, wurde im Rahmen des $^{4.}$ RP 900 dank der Maßnahmen zur Trockenausbreitung und Wiederbenetzung des Coriums (PNPP1976) in Verbindung mit der Einführung des EAS-ND-Systems (PNPP1811) sowie der „Source Froide Noyau Dur“, die insbesondere die Langzeitkühlung des Coriums ermöglicht, weiter reduziert. Diese technischen Vorkehrungen sowie – für die schnellsten Transienten – ein geeignetes Verfahren zur Rückführung des Coriums, das auf der Messung zur Erkennung eines Behälterdurchbruchs (PNXX1746) basiert, ermöglichen die Stabilisierung des Coriums auf der Fundamentplatte und die Ableitung der Restleistung aus dem Reaktorgebäude. Die Wahrscheinlichkeit eines Durchbruchs der Fundamentplatte wird auf eine Häufigkeit in der Größenordnung von einigen 10^{-7} pro Jahr und Reaktor reduziert, was dem Ziel entspricht, dauerhafte Auswirkungen auf die Umwelt zu vermeiden.

EPS N2 „Einwirkungen“

❖ **Allgemeiner Ansatz**

Die wichtigsten Einwirkungen wurden modelliert, was eine Premiere im gesamten Kraftwerkspark darstellt und EDF hinsichtlich Brand, interner Überflutung und Erdbeben auf den neuesten Stand der Technik bringt.

Zunächst werden die auf einen Störfall folgenden Kernschmelzsequenzen, die eine ähnliche Unfalltypologie aufweisen (Ausgangszustand des Reaktorkessels, Auslöser, Szenario, das zur Kernschmelze führt), zu „Störfällen der Anlage“ (EDI) zusammengefasst, denen ein sogenanntes *„Unfall mit Kernschmelze“-Szenario* zugeordnet ist.

Jedes Szenario *„Unfall mit* Kernschmelze“ berücksichtigt die Maßnahmen zur Schadensminderung, die verschiedenen Unfallphänomene bei einer Kernschmelze, die durch den Zustand des Reaktorkerns hervorgerufen werden können, sowie die verschiedenen potenziellen Arten eines Containment-Versagens, die zu radioaktiven Freisetzungen führen können.

In einem zweiten Schritt werden die funktionalen Auswirkungen der verschiedenen Szenarien im Zusammenhang mit der untersuchten Einwirkung (Brand, interne Überflutung, Erdbeben), die zu einer Kernschmelze führen, auf die Zielkomponenten, die zur Eindämmung des Unfalls mit Kernschmelze und zur Begrenzung radioaktiver Freisetzungen beitragen, charakterisiert und auf dieselbe Weise modelliert wie für die betrachtete Einwirkungsstufe N1 der Sicherheitsbewertung (EPS) (Brand, interne Überflutung, Erdbeben).

Anschließend erfolgt eine Quantifizierung des Risikos radioaktiver Freisetzungen infolge der untersuchten Einwirkung, indem die Folgen der Unfallszenarien nach Freisetzungskategorien zusammengefasst werden – nach dem gleichen Ansatz wie bei der EPS „Interne Ereignisse N2“.

❖ **EPS Brand N2**

Die Ergebnisse der Brand-EPS N2, die für die Brandvolumina durchgeführt wurde, die maßgeblich zum Risiko einer Kernschmelze beitragen, zeigen, dass der Brandunfall in erster Linie keinen Einfluss auf die bei der Bewältigung eines Unfalls mit Kernschmelze berücksichtigten Materialien hat, da die Verteilung der verschiedenen untersuchten Freisetzungsrisiken den Größenordnungen der EPS für interne Ereignisse N2 ähnelt.

Kurzfristig wird die Einschließung durch die Integrität der dritten Barriere gewährleistet und ermöglicht es, R1-Freisetzungen in den allermeisten Fällen zu vermeiden. Die Druckentlastung des Reaktorbehälters durch die Druckentlastungs- und Filteranlage des Reaktorbehälters ermöglicht es, dessen Integrität langfristig aufrechtzuerhalten und ein gutes Maß an Einschließung der Spaltprodukte zu gewährleisten. Die Möglichkeit, das Corium durch den Einsatz der EAS-ND-Maßnahme

ergänzend zur Kühlung durch das EAS das Corium wieder einzuschließen, verringert das Risiko eines Durchbruchs der Fundamentplatte durch das Corium.

Im Anschluss an die im Rahmen des GP EPS durchgeführte Untersuchung:

- In Anwendung der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [AG-C-I] schützt EDF die Komponenten der „Breitbereichs"-Messkette für den Druck im Sicherheitsbehälter, die sich in den wichtigsten elektrischen Räumen des Sicherheitspfads B befinden, vor internen Einflüssen (PNPE1595) befindlichen Komponenten der Messkette „breiter Messbereich" für den Druck im Sicherheitsbehälter vor internen Störquellen schützen.
- Um die Verfügbarkeit des EAS-ND zu erhöhen, ist eine APE-Betriebsanweisung vorgesehen, die das Öffnen der Ventile vor Ort vorschreibt, um die Inbetriebnahme des EAS-ND-Systems im Falle eines Ausfalls ihrer Stromversorgung zu ermöglichen. Für den Fall, dass der Ventilraum nicht zugänglich ist, und um bei einem Ausfall der Stromversorgung eine Betätigung vom Elektroraum (BL) aus zu ermöglichen, ist im BL ein Anschlusskasten installiert, der direkt von einer Schalttafel des DUS gespeist wird. Dieser Anschlusskasten ermöglicht dank einer Selbstüberwachungszelle (PNPE1505) die Stromversorgung und Steuerung der für die „Noyau Dur"-Einspeisungsfunktion erforderlichen Ventile.

Frühe Freisetzungen (R1)

Die Hauptrisikofaktoren für R1-Freisetzungen ergeben sich aus Brandszenarien im Elektrikgebäude, während der Reaktor unter Last läuft. Tatsächlich könnte ein Brand im Elektrikgebäude in bestimmten Situationen zum Ausfall des Stromkreises A und der externen Stromversorgungen führen. Dennoch ermöglichen in dieser Situation die Redundanz der Absperrvorrichtungen für die Behälterdurchführungen und die lokale Schließung der Behälterabsperrventile – sofern diese nicht vom Brand betroffen sind – ein Restrisiko für R1-Freisetzungen in der Größenordnung von einigen 10^{-7} pro Jahr und Reaktor.

Durchbohrte Fundamentplatte (RP)

Die Hauptursachen für das RP-Freisetzungsrisiko ergeben sich aus Brandszenarien im Elektroraum, während der Reaktor in Betrieb ist.

Die RP-Freisetzungen stehen hauptsächlich im Zusammenhang mit einer Nichtverfügbarkeit des EAS infolge des durch den Brand verursachten Ausfalls eines EAS-Kanals und des intrinsischen Ausfalls des anderen Kanals. Die Unfallminderungslinie bei Kernschmelze im Falle einer internen Störung in den elektrischen Räumen des Kanals A führt zu einem Risiko von RP-Freisetzungen in der Größenordnung von einigen 10^{-6} pro Jahr und Reaktor.

❖ **EPS interne Überflutung N2**

Die Ergebnisse der EPS zur internen Überflutung von N2 zeigen, dass der Containment kurzfristig durch die Integrität der dritten Barriere gewährleistet ist und R1-Freisetzungen in den allermeisten Fällen verhindert werden können. Die Druckentlastung des Containments durch die Containment-Druckentlastungs- und Filteranlage ermöglicht es, dessen Integrität langfristig aufrechtzuerhalten und ein gutes Maß an Einschluss der Spaltprodukte zu gewährleisten.

Die Möglichkeit, das Corium durch die Umsetzung der Maßnahmen zur Coriumstabilisierung und des EAS-ND zusätzlich zur Kühlung durch das EAS wieder einzuschließen, ermöglicht es, das Risiko eines Durchbruchs der Fundamentplatte durch das Corium zu verringern.

Im Anschluss an die im Rahmen der Arbeitsgruppe EPS durchgeführte Untersuchung in Anwendung der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [AG-C-I] schützt EDF die Komponenten der „Breitband"-Messkette für den Druck im Sicherheitsbehälter, die sich in den wichtigsten elektrischen Räumen des Sicherheitspfads B befinden (PNPE1595), vor internen Beeinträchtigungen.

Frühe Freisetzungen (R1)

Bei Reaktorbetriebszuständen mit Leistungsbetrieb sind die Hauptursachen für das Risiko von R1-Freisetzungen auf Szenarien einer internen Überflutung im Elektroraum zurückzuführen. Tatsächlich kann in bestimmten Situationen eine Überflutung im Elektroraum zu einem vollständigen Ausfall der Stromversorgung (H3) des

Blocks führen. In dieser Situation wird jedoch die Aufgabe des lokalen Schließens der Sicherheitsbehälter-Absperrventile durch die Überflutung nicht beeinträchtigt, wodurch das Risiko von Freisetzungen R1 deutlich verringert werden kann.

Im Stillstandszustand ist der Hauptbeitrag zum Risiko von R1-Freisetzungen auf das Versagen des erneuten Schließens der physischen Zugangssperre zurückzuführen, das unabhängig von der Beeinträchtigung des Reaktorblocks durch die Überflutung ist.

Das Risiko von R1-Freisetzungen wird auf etwa 10^{-7} pro Jahr und Reaktor geschätzt.

Durchbrochene Fundamentplatte (RP)

Die Hauptursachen für das RP-Freisetzungsrisiko ergeben sich aus Szenarien einer internen Überflutung im Elektroraum, während der Reaktor in Betrieb ist.

Die RP-Freisetzungen stehen hauptsächlich im Zusammenhang mit einer durch die Überflutung verursachten Ausfallzeit des EAS. Die Umsetzung der Maßnahmen zur Stabilisierung des Coriums und des EAS-ND sowie die Installation von Bodensiphons in sensiblen elektrischen Räumen (PNPE1279) ermöglichen jedoch eine Verringerung des Risikos von RP-Freisetzungen.

Das Risiko eines Durchbruchs der RP-Fundamentplatte liegt in der Größenordnung von einigen 10^{-7} pro Jahr und Reaktor.

❖ **EPS Erdbeben N2**

Die Ergebnisse der Erdbeben-EPS und die sich daraus möglicherweise ergebenden Änderungen werden im Abschnitt über die blockbezogenen Studien dargestellt, da sie standortabhängig sind.

Block-spezifischer Teil 4 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

❖ **Erkenntnisse aus der Erdbeben-EPS der Stufe 2:**

Da das Risiko einer Kernschmelze infolge eines Erdbebens am Standort Blayais als gering eingeschätzt wird, wurde es nicht für notwendig erachtet, das Risiko von Freisetzungen für diesen Einfall zu quantifizieren, das am Standort Blayais als sehr gering eingeschätzt wird.

Zusammenfassung des Zustands

des Blocks Änderungen:

- PNPE1068 Band A „Stromverteilung im Kernbereich“,
- PNPE1073 „Steuerung und Regelung des bestehenden Kerns“,
- PNPE1279 „Schutz vor innerem Hochwasser in den Räumen der Trasse B im 4. Stock des Elektrikgebäudes – Bodensiphon“,
- PNPP1811 „Einrichtung eines EAS-ND-Systems zur Wassereinspeisung in den Primärkreislauf und zur Ableitung der Restleistung“,
- PNPP1976 „Einrichtung einer Vorrichtung zur Trockenausbreitung und Stabilisierung des Coriums unter Wasser“,
- PNPP1976 „Verstärkung der Trennwände zwischen dem internen Instrumentenraum des Reaktorkerns (RIC) und dem Bereich der Auffangbecken am Boden des Sicherheitsbehälters des Reaktorgebäudes“,

wurden im Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderungen:

- PNPE1595 „Schutz der Komponenten der ‚Breitbereichs‘-Messkette für den Druck im Sicherheitsbehälter, die sich in den Hauptschalträumen des Sicherheitspfads B befinden“,
- PNPE1505 (ex TCDI19070) „Einrichtung einer Notlösung für den Ausfall der LUU-Schalttafel zur Betätigung

der EAS-ND-Ventile (Anschlusskasten)“,

werden im Block 4 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen der Phase B „Ergänzungen“ der Änderungen des 4. RP 900 umgesetzt.

Die Änderung PNPE1068 Band C „Austausch des Schaltschranks LLJ001CR“ wird am Block 4 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration spätestens in Phase B „Ergänzungen“ der Änderungen des 4. RP 900 vorgesehen ist.

Die Änderung PNPP1976 „Arbeiten zur Verdickung der Fundamentplatten der BR“ wird am Block 4 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen eines spezifischen Zeitplans umgesetzt, wobei die Integration unter Einhaltung der Fristen aus Punkt 3 von [AG-A-II] vorgesehen ist.

4.3 FAZIT

Im Bereich der Unfallszenarien mit Kernschmelze wendet EDF einen Ansatz aus deterministischen (bis hin zur Berechnung der radiologischen Folgen) und probabilistischen Studien (Bewertung der Freisetzungsrisiken) an, um sich zu den erforderlichen Sicherheitsverbesserungen zu positionieren, mit denen die Ziele der Überprüfung erfüllt werden sollen.

So ergänzen im Rahmen des 4. RP 900 die folgenden Bestimmungen die bestehenden Bestimmungen:

- die EAS-ND-Maßnahme, die es ermöglicht, die Kühlung des Coriums im Reaktorbehälter oder außerhalb des Reaktorbehälters sicherzustellen und die Restleistung aus dem BR abzuleiten, ohne auf die Öffnung der Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Sicherheitsbehälters zurückgreifen zu müssen,
- die Maßnahme zur Stabilisierung des Coriums, die auf einer Trockenausbreitung des Coriums auf der Bodenplatte des BR und dessen anschließender Wiederüberflutung basiert und es ermöglicht, das Risiko eines Eindämmungsverlusts durch Durchbruch der Bodenplatte zu verringern,
- das Auffangen von Leckagen aus den empfindlichsten Komponenten des EAS-ND-Kreislaufs, wodurch der Sicherheitsbehälter im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze besser geschützt wird,
- die Verstärkung der Sichtfenster der Schleusen des BR, wodurch die Sicherheitshülle im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze verbessert wird.

Deterministisch betrachtet ermöglichen diese Änderungen somit eine erhebliche Reduzierung der Strahlendosen für die Bevölkerung.

Ergänzend dazu setzt EDF in Anwendung der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [AG-D] folgende Maßnahmen um:

- die Rückführung der in den Auffangbecken des BK vorhandenen Abwässer in den BR, wodurch die Ausbreitung möglicher Flüssigkeitslecks verringert wird,
- die Maßnahme zur Dekontamination des Wassers aus dem BR, wodurch die Auswirkungen möglicher Flüssigkeitsaustritte verringert werden können.

Aus probabilistischer Sicht machen die im Rahmen des 4. RP 900 getroffenen Maßnahmen frühe und umfangreiche Freisetzungen infolge einer Kernschmelze für die EPS „Interne Ereignisse“ äußerst unwahrscheinlich.

Schließlich hat EDF im Rahmen des 4. RP 900 eine Reihe von sogenannten EPS-Studien der Stufe 2 für Einwirkungen durchgeführt, was dem höchsten Niveau der internationalen Standards in diesem Bereich entspricht.

ABSCHNITT 5: KONVENTIONELLE RISIKEN

5 BEWÄLTIGUNG KONVENTIONELLER RISIKEN ____ 205
5.1 ZIEL 205
5.2 ERFÜLLUNG DES ZIELS 205
5.3 FAZIT 208

5 BEWÄLTIGUNG KONVENTIONELLER RISIKEN

5.1 ZIEL

Ziel: Beherrschung der Risiken konventioneller Unfälle

Der geänderte Erlass vom 7. Februar 2012, *der* sogenannte „*INB-Erlass*“, hat den Geltungsbereich des Nachweises der nuklearen Sicherheit auf konventionelle Unfallrisiken für die zu schützenden Interessen ausgeweitet. Der Begriff „*konventioneller* Unfall“ bezeichnet einen Unfall, der nicht-radiologische und/oder geringfügig radiologische Folgen haben kann[5]. Ihre Beherrschung muss durch die Beherrschung der folgenden Sicherheitsfunktionen erreicht werden:

- die Eindämmung gefährlicher und radioaktiver Stoffe,
- den Schutz von Personen und der Umwelt vor toxischen Wirkungen, Überdruckeffekten, thermischen Auswirkungen und den Folgen von Projektileinschlägen.

5.2 ERFÜLLUNG DES ZIELS

Allgemeiner Teil Stufe

Im Rahmen eines den Herausforderungen angemessenen Ansatzes wird die Risikoanalyse an die in der Anlage vorhandenen Gefahrenpotenziale angepasst. Sie stützt sich im Wesentlichen auf Methoden und Praktiken aus ICPE-Anlagen und gliedert sich in die folgenden Hauptschritte:

- eine Beschreibung und Charakterisierung des Standorts und seiner Umgebung,
- eine Identifizierung und Charakterisierung der Gefahrenpotenziale,
- eine Analyse der bisherigen Erfahrungen,
- eine Risikobewertung.

  Diese Risikobewertung erfolgt in drei Schritten:

❖ **Schritt 1: Vorläufige Risikoanalyse**

Zuvor wurden die Gefahrenpotenziale anhand der Auswirkungen, die sie auf die zu schützenden Interessen haben können, identifiziert und charakterisiert: thermische Auswirkungen, toxische Auswirkungen über Luft und Wasser, Überdruckeffekte, geringfügige radiologische Auswirkungen, Auswirkungen durch Projektileinschläge sowie anhand der Dominoeffekte, die sie auslösen können.

Auf der Grundlage dieser Bestandsaufnahme der Gefahrenpotenziale ermöglicht die vorläufige Risikoanalyse die Identifizierung von Unfall-Szenarien, die Auswirkungen auf die zu schützenden Interessen haben könnten.

Neben der Identifizierung potenzieller Unfallszenarien ermöglicht die vorläufige Risikoanalyse die Ermittlung verschiedener Maßnahmen zur Beherrschung konventioneller Risiken.

❖ **Schritt 2: Charakterisierung der Auswirkungsintensität**

Schritt 2 wird anhand der Unfallszenarien durchgeführt, die im Anschluss an die vorläufige Risikoanalyse ausgewählt wurden.

Für Auswirkungen aus der Luft im Zusammenhang mit konventionellen Risiken gilt:

Die Auswirkungen der Gefahrenereignisse werden deterministisch und realistisch untersucht. Die Charakterisierung der Intensität dieser Auswirkungen ermöglicht es, zu entscheiden, ob eine eingehende Risikoanalyse für Unfälle mit geringfügigen radiologischen Folgen erforderlich ist, die bestimmte

[5] Unfälle mit geringfügigen radiologischen Folgen betreffen bestimmte konventionelle Anlagen.

konventionelle Anlagen, wie in Schritt 3 näher beschrieben.

Bei nicht-radiologischen Auswirkungen über die Luft wird die Intensität der Auswirkungen anhand der Referenzwerte in Anhang II des Erlasses vom 29. September 2005 gemäß den Bestimmungen von Artikel 3.7 Absatz II des geänderten Erlasses vom 7. Februar 2012 bewertet.

Was die Auswirkungen im Zusammenhang mit dem Aufprall eines Projektils betrifft, so werden diese gemäß Anhang II des Erlasses vom 29. September 2005 und dem Rundschreiben vom 10. Mai 2010 nur im Hinblick auf mögliche Dominoeffekte auf die in unmittelbarer Nachbarschaft gelegenen Anlagen des Standorts berücksichtigt.

Was die geringen radiologischen Auswirkungen über die Luft betrifft, so wird deren Akzeptanz im Hinblick auf die zu schützenden Interessen durch die Analyse der radiologischen Folgen der Auslegungsstörfälle und -unfälle nachgewiesen.

Sofern die Referenzwerte für nicht-radiologische Auswirkungen auf die zu schützenden Interessen nicht überschritten werden, gilt das untersuchte Unfallszenario über die Luft als unter Kontrolle. Andernfalls wird eine eingehende Risikoanalyse durchgeführt.

Für Auswirkungen über den Flüssigkeitsweg im Zusammenhang mit konventionellen Risiken gilt:

Bei toxischen oder geringfügig radiologischen Auswirkungen auf die Umwelt über den Wasserweg wird – sofern kein quantitativer Referenzschwellenwert vorliegt – die potenzielle Schwere der Folgen für die Umwelt über den Wasserweg qualitativ bewertet. Die Risikokontrolle wird in diesem Fall durch die Einrichtung geeigneter Maßnahmen nachgewiesen. Die passiven Endsicherungen, die die letzte Barriere für den Umweltschutz bilden, werden daher als „wichtige Elemente für den Schutz der Interessen“ (EIP) definiert. Die aktiven Anlagen, die mit diesen passiven Endsicherungen (EIP) verbunden sind und zur Flüssigkeitseindämmung beitragen, werden ebenfalls als EIP definiert. Ein den Risiken angemessenes Vorgehen, das auf der Gefährlichkeit der flüssigen Stoffe und den gelagerten Mengen basiert, ermöglicht es, Stoffe zu identifizieren, *die „aus ökologischer Sicht besondere Beachtung verdienen*“. Für diese Stoffe werden die EIP gemäß dem Prinzip der mehrstufigen Sicherheit auf die mit den letzten passiven EIP-Maßnahmen verbundenen Lagerplanen ausgeweitet. Andererseits stellen als letzte Rückhalteanlagen vor der Einleitung in die Umwelt die letzten Isolationsanlagen im Regenwassernetz (SEO) sowie die damit verbundenen aktiven Vorrichtungen, die zur Isolierung beitragen, ebenfalls EIP dar.

❖ **Schritt 3: Eingehende Risikoanalyse**

Für jedes konventionelle Unfallszenario, das potenziell nicht-radiologische Auswirkungen über die Luft auf die zu schützenden Interessen haben könnte, wird eine eingehende Risikoanalyse durchgeführt. Diese zielt darauf ab, die Eintrittswahrscheinlichkeit des Unfalls und die Schwere der Folgen zu bestimmen. Die Schwere der Folgen ergibt sich aus der Kombination der Intensität der Auswirkungen und der Anfälligkeit der Ziele, die sich in dem diesen Auswirkungen ausgesetzten Bereich befinden, unter Berücksichtigung der Kinetik des Phänomens.

Je nach Wahrscheinlichkeit und Schweregrad werden die Unfallszenarien anschließend in das für ICPE verwendete Risikohierarchieraster eingeordnet. Dieses Raster umfasst drei Zonen:

- eine Zone mit hohem Risiko (rote Zone), in der das Risiko als inakzeptabel gilt. Hier müssen Maßnahmen zur Verringerung des Risikoniveaus ergriffen werden,
- eine Zone mit mittlerem Risiko (orangefarbene Zone), in der das Risiko zwar tolerierbar ist, jedoch Verbesserungsmaßnahmen in Betracht gezogen werden sollten, um unter wirtschaftlich vertretbaren Bedingungen ein so niedriges Risikoniveau wie vernünftigerweise möglich zu erreichen, unter Berücksichtigung des aktuellen Wissensstands, der gängigen Praktiken und der Anfälligkeit der Umgebung der Anlage,
- eine Zone mit geringerem Risiko, die grüne Zone, in der das Risiko im aktuellen Zustand akzeptabel ist.

  Die Analyse wird iterativ mit Schritt 2 unter Anwendung eines oder mehrerer der beiden folgenden Ansatzpunkte durchgeführt, bis die Akzeptanz des Risikos nachgewiesen ist:

- Risikominderung an der Quelle,
- Identifizierung und Bewertung von Risikokontrollmaßnahmen (Prävention, Überwachung, Schadensminderung) zur Verringerung des Eintritts und/oder der Folgen des Unfallszenarios. Diese Risikokontrollmaßnahmen bilden die Risikokontrollmaßnahmen.

Der letzte Ansatz bezieht alle plausiblen Auslöser ein. Dazu gehören insbesondere interne Einwirkungen, externe Einwirkungen und plausible Kumulierungen.

Die für den Schutz der Interessen wichtigen Elemente und Aktivitäten (EIP und AIP) werden definiert als:

- Risikokontrollmaßnahmen, die es ermöglichen, ein inakzeptables Risiko auf ein tolerierbares oder akzeptables Risiko zu reduzieren,
- die im Rahmen des Verbesserungsprozesses identifizierten Risikokontrollmaßnahmen, um die identifizierten Risiken in den tolerierbaren Bereich zu senken.

Die durch diese Maßnahmen erfüllten Funktionen dürfen durch die Auslöser und Auswirkungen der ausgewählten Szenarien nicht in Frage gestellt werden. Diese Maßnahmen müssen im Betrieb überwacht werden.

Die Ergebnisse der Studien und die sich daraus ergebenden etwaigen Änderungen werden im Abschnitt über die blockbezogenen Studien dargestellt, da sie standortabhängig sind.

Block-spezifischer Teil 4 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

In Anwendung des oben beschriebenen Vorgehens hat die bisher für das Kernkraftwerk Blayais durchgeführte Studie zu folgenden Schlussfolgerungen geführt:

In Bezug auf Risiken aus der Luft:

- Ein Szenario eines GNR-Flächenbrandes infolge eines LKW-Brandes im Bereich der Entladezone des Sicherheitsgebäudes (BDS) weist unter Berücksichtigung eines Risikominderungsansatzes ein gemäß der Risikohierarchietabelle tolerierbares Risikoniveau auf. Die festgelegte Risikokontrollmaßnahme (MMR) besteht darin, das Entladen erst zu genehmigen, nachdem sichergestellt wurde, dass der Schlauch angeschlossen ist und keine Leckage vorliegt, um die Bildung einer GNR-Flüssigkeitsausbreitung auf dem Entladeplatz des Sicherheitsgebäudes (BDS) zu vermeiden. Diese MMR ermöglicht es, die Eintrittswahrscheinlichkeit des Szenarios zu verringern. Diese Maßnahme kommt als AIP in Frage. Die AIP1 „Entleerung genehmigen“ ist somit identifiziert. Die festgelegten Anforderungen lauten wie folgt:
  - Sicherstellen, dass der Schlauch bzw. der Ladearm ordnungsgemäß an die Anschlussstutzen angeschlossen ist und die zu entladende Ladung gesichert ist,
  - die Freigabe des Entladens durch eine physische Handlung sicherstellen.
- Ein VCE-Szenario (Vapor Cloud Explosion) infolge eines Dichtheitsverlusts einer Acetylenleitung in der MEDOC-Werkstatt (Szenario A2) weist gemäß dem Risikohierarchieraster ein akzeptables Risikoniveau auf.

Unfallsituationen, mit Ausnahme der oben genannten Fälle, haben keine nicht-radiologischen Auswirkungen über die Standortgrenzen hinaus, und die möglichen geringfügigen radiologischen Folgen über die Luft sind im Hinblick auf die zu schützenden Interessen akzeptabel.

Was die für den Kernkraftwerksblock und die Pumpstation in Betracht gezogenen Unfallszenarien betrifft, lassen die getroffenen Maßnahmen zur Eindämmung des Strahlenrisikos den Schluss zu, dass außerhalb des Standorts keine Auswirkungen auftreten.

Was die Risiken durch Flüssigkeiten betrifft, so wird zum Schutz vor unbeabsichtigten Freisetzungen gefährlicher oder schwach radioaktiver Stoffe in die Umwelt die Eindämmung der ausgelaufenen Flüssigkeiten durch die Einrichtung geeigneter Vorrichtungen gewährleistet, wodurch die Risikokontrolle sichergestellt wird. Die

Vorrichtungen, die diese Eindämmung gewährleisten, stellen EIPR für den „Wasserweg“ dar.

Die konventionellen Risiken, die vom Kernkraftwerk Blayais für die zu schützenden Interessen ausgehen, sind unter Kontrolle. Das Kernkraftwerk Blayais erfüllt die Sicherheitsziele hinsichtlich der Beherrschung konventioneller Risiken.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Es gibt keine Änderungen zu diesem Thema beim Block 4 des Kernkraftwerks Blayais.

5.3 FAZIT

Bei den Reaktoren der Baureihe CPY erfolgt der Nachweis schrittweise im Rahmen der VD4-900-Abschaltungen. Die Elemente, die zum Nachweis des Schutzes der zu schützenden Interessen gegenüber konventionellen Risiken beitragen, unterliegen ab dem 4. RP 900 dem EIP-Status.

ABSCHNITT 6: QUERSCHNITTSSTUDIEN

6.1 SOZIO-ORGANISATORISCHE UND MENSCHLICHE ASPEKTE (SOH) 211
6.1.1 VORSTELLUNG DES ANSATZES 211
6.1.2 UMSETZUNG IM RAHMEN DER VIERTEN REGELMÄSSIGEN ÜBERPRÜFUNG 211
6.1.3 FAZIT 212
6.2 TESTS DER ANLAGE 213
6.2.1 ALLGEMEINES 213
6.2.2 VORGEHENSWEISE BEI DEN PRÜFUNGEN 213
6.2.2.1 Prüfungen zur erneuten Zulassung 213
6.2.2.2 Spezifische zehnjährige Prüfungen 214
6.2.2.3 Zehnjahres-Wiederholungsprüfungen 216
6.2.2.4 Vorgeschriebene Prüfungen 218
6.2.2.5 Sonderprüfungen 218
6.2.3 FAZIT 219
6.3 RECHTLICHE REFERENZUNTERLAGEN 220

6.1 SOZIO-ORGANISATORISCHE UND MENSCHLICHE ASPEKTE (SOH)

6.1.1 VORSTELLUNG DES ANSATZES

Der SOH-Ansatz zielt darauf ab, das Wissen über bestehende Arbeitspraktiken in die Planungsentscheidungen einzubeziehen, um sicherzustellen, dass die Organisation und die Mitarbeiter in der Lage sind, die Entwicklungen der Anlage und des Betriebs zu bewältigen.

Daher wird jedes Entwicklungsprojekt einer Risikoanalyse unterzogen und es werden die damit verbundenen Veränderungen ermittelt. Diese umfasst eine Analyse der SOH-Auswirkungen sowie der Auswirkungen auf die Sicherheit (gemäß den Grundsätzen der INSAG 18). Die Kartierung der Risiken und der zugehörigen Gegenmaßnahmen wird regelmäßig aktualisiert und überprüft.

Das Ziel des SOH-Ansatzes besteht darin, die Leistung – insbesondere im Bereich der Sicherheit – der im Kernkraftwerkpark umgesetzten Weiterentwicklungen (technischer, dokumentarischer, regulatorischer, organisatorischer Art usw.) zu stärken, indem für die Kernkraftwerke Lösungen entwickelt werden, die:

- praktikabel (leicht umsetzbar und an die bestehenden Aktivitäten angepasst),
- zuverlässig (Risiken reduzierend),
- wirksame (die das Erreichen der erwarteten Ergebnisse in der Praxis gewährleisten).

Das Prinzip des SOH-Ansatzes besteht darin, bereits bei der Konzeption und durch die Konstrukteure selbst die Auswirkungen zu berücksichtigen, die sich aus regulatorischen, technischen, dokumentarischen (Referenzsystemen) oder organisatorischen Entwicklungen auf individuelle und kollektive Arbeitssituationen ergeben. Dies ermöglicht es, auf alle Faktoren einzuwirken, die die Qualität der erwarteten Ergebnisse und Leistungen beeinflussen können.

6.1.2 UMSETZUNG IM RAHMEN DER VIERTEN REGELMÄSSIGEN ÜBERPRÜFUNG

Allgemeiner Teil – Stufe

Der Umfang und die Anzahl der geplanten Änderungen sowie die damit verbundenen Auswirkungen für die vierte periodische Überprüfung führen zu erheblichen Veränderungen der Arbeitsabläufe und ganz allgemein der Tätigkeiten vor Ort, die im Voraus antizipiert und unter Berücksichtigung einer Gesamtperspektive auf alle Änderungspakete und Entwicklungen im Betriebsablauf organisiert werden müssen.

Der für die vierte periodische Überprüfung 900 umgesetzte SOH-Ansatz berücksichtigt die kumulierten Problemstellungen der im Rahmen der TTS der vierten periodischen Überprüfung 900 durchgeführten Maßnahmen.

So beziehen sich die durchgeführten Maßnahmen auf die Projektorganisation, die Kompetenz der beteiligten Akteure und die Modalitäten zur Analyse der SOH-Auswirkungen – sowohl auf Einzel- als auch auf Gesamtebene – der Änderungen, die durch die im Rahmen der vierten Überprüfung eingeführten Weiterentwicklungen hervorgerufen werden.

Alle Planer werden für die Herausforderungen der organisatorischen und menschlichen Faktoren in komplexen Risikosystemen sensibilisiert und in der praktischen Umsetzung des SOH-Ansatzes geschult. Die Planer werden zudem von internen Spezialisten (SOH-Ansprechpartner der Abteilungen, zentrales SOH-Team mit einem Referenten des Kraftwerksblocks) und externen Fachleuten (Beratungs- und Gutachterunternehmen für organisatorische und menschliche Faktoren) unterstützt.

Über den in jeder Einheit umgesetzten SOH-Prozess hinaus ist das für die vierte regelmäßige Überprüfung zuständige EDF-Projekt so organisiert, dass im Rahmen monatlicher SOH-Koordinierungssitzungen eine verstärkte Steuerung und Überwachung der Berücksichtigung der SOH-Dimension in den Geschäftsbereichen gewährleistet wird.

Die identifizierten Auswirkungen ermöglichten es, den Austausch mit dem Betreiber im Rahmen der 20 vor Ort organisierten SOH-Treffen zu fokussieren, deren Ziel es war:

- sicherzustellen, dass die identifizierten SOH-Auswirkungen in den betroffenen Geschäftsbereichen unter Kontrolle sind,
- die Planung zu lenken,

- die zu planenden Begleitmaßnahmen zu definieren (Festlegung des Schulungsbedarfs).

Auf der Grundlage der einzelnen SOH-Analysen wurde anschließend eine Gesamtanalyse durchgeführt, um sicherzustellen, dass die Gesamtauswirkungen aller Änderungen auf die verschiedenen Berufsgruppen des Kernkraftwerks unter Kontrolle sind. Dabei zeigte sich, dass die Berufsgruppen im Bereich Betrieb und Instandhaltung (hauptsächlich Elektrotechnik und Automatisierungstechnik) angesichts des technischen Umfangs der geplanten Änderungen besonders betroffen sind. Die Schnittstellen zwischen den verschiedenen Projekten wurden identifiziert und die einzelnen Entwürfe entsprechend aufeinander abgestimmt. So wurden ergänzend zum allgemeinen Ansatz drei Bereiche einer bereichsübergreifenden Untersuchung unterzogen:

- Betrieb im „Noyau Dur“-Zustand: Der Ansatz zur Betriebsfähigkeit im „Noyau Dur“-Zustand zielt darauf ab, vor Ort die einheitliche und Gesamtdurchführbarkeit der lokalen Maßnahmen zu überprüfen, die in einer „Noyau Dur“-Situation (im Sinne der PT-ASN) in den ersten 24 Stunden bei einem isolierten Standort (d. h. ausschließlich mit lokalen Ressourcen) erforderlich sind.

- Die Leitwarte: Alle Änderungen mit Auswirkungen sind Gegenstand eines umfassenden Integrationsplans, der es ermöglicht, die Entwurfsentscheidungen im Hinblick auf die Entwicklung der Aktivitäten in der Leitwarte zu definieren und zu validieren.

- Erstellung des übergreifenden Schulungsprogramms: Regelmäßige Besprechungen ermöglichen die Abstimmung zwischen dem Ingenieurwesen, der Schulungseinrichtung und den Fachbereichsverantwortlichen, um die Art der vorzusehenden Schulungsmaßnahmen und deren Gesamtstruktur im Verhältnis zu den bestehenden Schulungsprogrammen festzulegen.

Nach Abschluss der ersten Inbetriebnahme am ersten Block der Serie (Tricastin 1) wurde eine Erfahrungsauswertung (REX) durchgeführt, um die Wirksamkeit der getroffenen Konstruktionsmaßnahmen und der umgesetzten Begleitmaßnahmen sicherzustellen. Diese Erfahrungsauswertung bezog sich sowohl auf die Durchführung der Arbeiten als auch auf den Betrieb, insbesondere durch Beobachtungen vor Ort nach der Wiederinbetriebnahme, um sicherzustellen, dass die Teams die geänderten Anlagen beherrschen.

In Anwendung der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [FOH-A] hat EDF die Fähigkeit der komplexen soziotechnischen Systeme, die seine Kernkraftwerke darstellen, bewertet, mit der Vielfalt der realen Betriebssituationen fertig zu werden.

Spezifischer Teil zu Block 4 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Blayais weist im Hinblick auf den „Palier“-Zustand keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Es gibt keine Änderungen zu diesem Thema beim Block 4 des Kernkraftwerks Blayais.

6.1.3 FAZIT

Alle Maßnahmen, die in der Planungsphase in Absprache mit dem Betreiber eingeleitet und während des gesamten Prozesses umgesetzt wurden, haben es den Organisationen und Personen ermöglicht, sich auf die Durchführung der Zehnjahresinspektion vorzubereiten und die Änderungen an der Anlage in die Weiterentwicklung der Betriebs- und Wartungsaktivitäten zu integrieren.

6.2 STES DER ANLAGE

6.2.1 ALLGEMEINES

Im Rahmen des 4. RP 900 und nach der Umsetzung der Änderungen sowie der Weiterentwicklung der technischen Vorgaben ist es erforderlich, die Sicherheit und Verfügbarkeit der Anlage sicherzustellen. Diese im Rahmen der Prüfungen durchgeführten Überprüfungen tragen dazu bei, die Konformität mit den neuen, geltenden technischen Vorgaben zu gewährleisten.

Das Vorgehen gliedert sich in zwei Teile:

- Es werden **Tests zur Requalifizierung** der Änderungen definiert, um die Konzeption und die Umsetzung der Änderung vor Ort zu validieren und nachzuweisen, dass keine Beeinträchtigung der Funktionsfähigkeit der angeschlossenen Systeme vorliegt.
- Über das grundlegende Vorgehen hinaus wird eine Analyse durchgeführt, um angesichts einer großen Anzahl von Änderungen die Angemessenheit der durchgeführten Prüfungen (Requalifizierung, EP, sonstige) sicherzustellen und gegebenenfalls **zehnjährige Prüfungen** festzulegen, um das Gesamtverhalten der Anlage unter Berücksichtigung der Anforderungen und der erwarteten Leistungen zu gewährleisten.

Darüber hinaus werden die Reihe **der periodischen Prüfungen im Zehnjahresrhythmus** (Periodizität 10 Jahre – Kapitel IX der RGE) sowie die **vorgeschriebenen Prüfungen** im Zusammenhang mit einer Zehnjahresinspektion für alle Blöcke geplant und durchgeführt.

Im Rahmen der Anweisung zu den Sonderprüfungen hat sich EDF verpflichtet, eine bestimmte Anzahl von Prüfungen an den Blöcken der Baureihe CPY durchzuführen:

- Einzelprüfungen zur Bestätigung der Vollständigkeitsanalyse der regelmäßigen Prüfungen;
- Einzelprüfungen zur Überprüfung bestimmter Maßnahmen, die im Falle eines Unfalls umgesetzt werden;
- Einzelprüfungen zur Untermauerung der Modellannahmen und zur Qualifizierung der wissenschaftlichen Berechnungswerkzeuge.

Einige dieser Prüfungen entsprechen der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [CONF-B].

6.2.2 VORGEHENSWEISE BEI DEN VERSUCHEN

6.2.2.1 - und Requalifizierungsversuche

❖ **Definition und Ziele der Requalifizierungsversuche**

Die Requalifizierungsprüfungen von Änderungen ermöglichen es:

- die ordnungsgemäße Umsetzung einer materiellen Änderung an allen Blöcken gemäß den Spezifikationen zu überprüfen,
- die Validierung des Entwurfs einer materiellen Änderung durch eine Umsetzung an einem Prototypblock abzuschließen,
- die Funktionsfähigkeit der Anlage nach der Integration der materiellen Änderung zu überprüfen, insbesondere im Hinblick auf die nicht geänderten Schnittstellenkomponenten.

Die Requalifizierungsprüfungen werden auf der Grundlage einer Vollständigkeitsanalyse der Prüfungen festgelegt, deren Leitprinzipien in einem speziellen methodischen Prüfleitfaden definiert sind.

Das Verfahren, das bei allen Anträgen angewendet wird, besteht aus einer Prüfung des Umfangs der Änderung, einschließlich:

- eine Hardware-Analyse zur Ermittlung der grundlegenden Prüfungen für die geänderten oder hinzugefügten Geräte,

- eine Funktionsanalyse zur Festlegung der Funktionstests, bei denen die Geräte in allen erforderlichen Konfigurationen beansprucht werden,
- eine Analyse der Auswirkungen der Änderung auf die Anlage, insbesondere auf die Schnittstellengeräte, um die Tests zur Sicherstellung der Leistungsfähigkeit zu definieren,
- eine Analyse des Umfangs der Arbeiten zur Ermittlung des Bedarfs an zusätzlichen Prüfungen im Falle der Demontage oder Abschaltung von Anlagen zur Durchführung der Maßnahme.

Der Erfolg jedes so definierten Tests hängt von der Einhaltung von Kriterien ab, die je nach ihrer Bedeutung für den Nachweis der Verfügbarkeit einer sicherheitsrelevanten oder sicherheitswichtigen Funktion einer bestimmten Kategorie zugeordnet sind.

Jede Änderung ist Gegenstand eines grundsätzlichen Neuklassifizierungsprogramms (PPR) und von Prüfverfahren (PEE).

Die Ziele des Grundsatzprogramms zur Neuzertifizierung bestehen darin, Folgendes zu liefern:

- durch eine Vollständigkeitsanalyse den Nachweis zu erbringen, dass das Requalifizierungsprogramm alle Funktionen abdeckt, die zum Schutz der von der Änderung betroffenen Interessen beitragen,
- die Begründung der Prüfungen und die Einstufung der zugehörigen Kriterien,
- eine zusammenfassende Beschreibung aller vorgesehenen Verfahren mit ihrer Abfolge,
- die Rückverfolgbarkeit der Entwicklungen der Prüfverfahren und ihrer Anwendbarkeit vor Ort.

Die Prüfverfahren sind Arbeitsanweisungen, die jede im PPR vorgesehene Prüfung im Detail definieren und insbesondere die Kriterien für die Abnahme der Prüfungen enthalten.

Die Prüfungen werden nach Abschluss der Arbeiten durchgeführt, nachdem sichergestellt wurde, dass die geänderte Anlage den Anforderungen entspricht und für die Durchführung dieser Prüfungen bereit ist (Funktionsabnahme).

❖ **Durchführung der Requalifizierungsprüfungen**

Die Requalifizierungsprüfungen werden bei der Integration jeder Änderung definiert und durchgeführt. Die Prüfergebnisse werden nach Abschluss der Prüfungen analysiert. Die Prüfung gilt als zufriedenstellend, wenn sie vollständig durchgeführt wurde und alle Kriterien, die zum Nachweis der Verfügbarkeit einer sicherheitsrelevanten oder sicherheitswichtigen Funktion beitragen, erfüllt sind. Die Einhaltung der Kriterien in Bezug auf die von den Änderungen betroffenen sicherheitsrelevanten oder sicherheitswichtigen Funktionen gewährleistet die Verfügbarkeit der Anlage für den Betrieb.

6.2.2.2 Spezifische zehnjährige Prüfungen

❖ **Definition und Ziele der spezifischen Zehnjahresprüfungen**

Der Ansatz zur Festlegung der spezifischen Zehnjahresprüfungen basiert auf einem übergreifenden Ansatz für Änderungsanträge, der es ermöglicht, die Probleme im Zusammenhang mit der Integration mehrerer Änderungen an denselben Anlagen zu analysieren, auf einer Analyse der Repräsentativität der bei der ersten Inbetriebnahme der Blöcke durchgeführten Prüfungen sowie auf der Überprüfung der Vollständigkeit des Programms für regelmäßige Prüfungen.

Die zehnjährigen Prüfungen werden an einem Block durchgeführt, es sei denn, die Ergebnisse sind für die anderen Blöcke nicht repräsentativ; in diesem Fall können sie an mehreren Blöcken durchgeführt werden.

Die Methodik orientiert sich an folgenden Analyseachsen:

- Schwerpunkt 1: Analyse der Vollständigkeit der Requalifizierungen, die für die im Rahmen der periodischen Überprüfung integrierten Änderungen durchgeführt wurden, unter Berücksichtigung der Fälle, in denen Anlagen im Rahmen mehrerer Anträge modifiziert wurden,

- Schwerpunkt 2: Überprüfung der Angemessenheit der fallweise erarbeiteten Requalifizierungsprüfungen hinsichtlich der Berücksichtigung übergreifender Themen (extreme Lufttemperatur, extreme Wassertemperatur, Steuerung der elektrischen Abgänge),
- Schwerpunkt 3: Analyse der Repräsentativität der Erstinbetriebnahmeprüfungen nach Einarbeitung der Änderungen seit der letzten Überprüfung,
- Schwerpunkt 4: Analyse der Vollständigkeit des Programms für regelmäßige Prüfungen,
- Schwerpunkt 5: Analyse der Erfahrungen aus bedeutenden sicherheitsrelevanten Ereignissen,
- Schwerpunkt 6: Analyse der Entwicklungen bei den Betriebsstrategien.

❖ **Durchführung der spezifischen Zehnjahresprüfungen**

Das oben erläuterte Vorgehen wurde unter Berücksichtigung der in Phase A des 4. RP 900 umgesetzten Änderungen angewendet. Dieses Vorgehen wird bei Ablauf der Phase B des 4. RP 900 fortgesetzt, und je nach den erzielten Ergebnissen werden möglicherweise Zehnjahresprüfungen durchgeführt.

Die Zehnjahresversuche für das 4. RP 900 werden gemäß der entsprechenden Methodik definiert, die auf folgenden Eingabedaten basiert: die Betriebserfahrungen (REX) der vorangegangenen Betriebsjahre für alle Leistungsstufen der Zehnjahresprüfungen, die Art der seit dem 3. RP umgesetzten Änderungen und der im 4. RP 900 (Phase A) geplanten Änderungen, die Liste der Erstinbetriebnahmeprüfungen der Leistungsstufe CPY, die mit dem 4. RP 900 verbundenen technischen Entwicklungen sowie der Inhalt des Programms für regelmäßige Prüfungen der Leistungsstufe CPY.

Für alle Blöcke der Baureihe gültige Prüfungen

Diese Prüfungen wurden an einem einzigen Reaktor durchgeführt und dienen der Validierung aller Reaktoren der Baureihe CPY. Diese Prüfungen wurden am Block 1 des Kernkraftwerks Tricastin durchgeführt, der den Serienstartblock (TTS) des 4. RP 900 darstellt.

Die Analysen, die gemäß den sechs oben erläuterten Schwerpunkten durchgeführt wurden, gipfelten in der Durchführung des folgenden spezifischen TTS-Tests:

<u>Prüfung der ordnungsgemäßen Funktion der neuen Stromverteilung, die vom Notstromaggregat gespeist wird</u>

Ziel dieses Tests ist es, die korrekte Auslegung der neuen Stromverteilung im Kernbereich zu validieren, indem alle Schalttafeln, die vom Notstromaggregat versorgt werden, unter Spannung gesetzt werden.

Die Testergebnisse entsprechen den Erwartungen und bestätigen somit die Funktionsfähigkeit aller Reaktoren der CPY-Generation.

Durchgeführte Tests am Block 4 des Kernkraftwerks Blayais

Die Analysen, die gemäß den sechs oben erläuterten Schwerpunkten durchgeführt wurden, gipfelten in der Durchführung folgender Versuche:

<u>Test zur Kühlung des Brennelement-Lagerbeckens mittels der Anlage „PTR bis“</u>

Ziel dieses Versuchs ist es, die ordnungsgemäße Kühlung des Brennelement-Lagerbeckens durch das mobile Kühlsystem zu überprüfen, das an der Kaltwasserquelle über eine im Zulaufkanal eingetauchte Pumpe mit Rohwasser versorgt wird.

Die Testergebnisse entsprechen den Erwartungen.

<u>Test der EAS-ND-Pumpe im Umwälzbetrieb über einen Sumpf</u>

Ziel dieses Versuchs ist es, die ordnungsgemäße Funktion der EAS-ND-Anordnung in einer Konfiguration zu überprüfen, die der Umwälzung im Sumpf ähnelt, d. h. über eine Manschette, die den Druckflansch

Sammelschacht mit der EAS-Testleitung B (Rücklauf zum PTR-Tank)
verbindet. Die Testergebnisse entsprechen den Erwartungen.

6.2.2.3 Zehnjahres- -Prüfungen

❖ **Definition und Ziele der zehnjährigen regelmäßigen Prüfungen**

Die Aufgabe der regelmäßigen Prüfungen besteht darin, die Verfügbarkeit der EIPS-Systeme mit einem den Erwartungen entsprechenden Zuverlässigkeitsgrad sicherzustellen. Sie sind gemäß den Allgemeinen Betriebsvorschriften (RGE) vorgeschrieben. Dieser Zuverlässigkeitsgrad basiert auf:

- der Vollständigkeit des Programms für regelmäßige Prüfungen;
- der angemessenen Repräsentativität der Prüfbedingungen;
- der Angemessenheit der Akzeptanzkriterien für die Prüfungen;
- einer an die Art, die Modalitäten der Prüfungen und die Ausfallrisiken der geprüften Systeme angepassten Häufigkeit.

Bestimmte Prüfungen werden anlässlich jeder Zehnjahresinspektion durchgeführt. Sie werden auf der Grundlage der inhärenten Zuverlässigkeit der zu prüfenden Systeme sowie der Art und der Modalitäten der Prüfungen festgelegt, ergänzt durch die gewonnenen Erfahrungen.

Vorgeschriebene Prüfungen, wie sie beispielsweise gemäß den Vorschriften für Druckbehälter erforderlich sind, fallen normalerweise nicht unter diese Klassifizierung. Sie werden in diesem Kapitel dennoch als gesetzliche Anforderung aufgeführt (vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 6 – § 6.2.2.4).

❖ **Durchführung der zehnjährigen wiederkehrenden Prüfungen am Block 4 des Kernkraftwerks Blayais**

Die folgenden zehnjährlichen Wiederholungsprüfungen wurden anlässlich des Stillstands VD4 durchgeführt:

Prüfung des Sicherheitsbehälters:

Ziel der Sicherheitsbehälterprüfung ist es, die Einhaltung des Kriteriums der zulässigen Gesamtleckagerate des Sicherheitsbehälters sowie die Verformung der linearen Struktur bei verschiedenen Druckstufen zu überprüfen. Die Ergebnisse der Prüfung entsprechen den Dichtheitskriterien und belegen ein zufriedenstellendes mechanisches Verhalten des Sicherheitsbehälters unter Druckeinwirkung; die Prüfung ist zufriedenstellend.

Prüfung der Nachspeisung der GV durch CEX in Situation H3 mittels DCC-LH als Notversorgung für das ASG:

Ziel ist es, die Funktionsfähigkeit der CEX-Pumpen zur Versorgung der GV zu überprüfen. Der Test ist zufriedenstellend.

Wiederbefüllung der ASG-Abdeckung durch SER mittels Schwerkraft:

Ziel ist es, die Aufrechterhaltung der Leistung der Schwerkraft-Nachspeisung des ASG-Behälters durch den SER-Behälter zu überprüfen. Der Test ist zufriedenstellend.

Nachfüllung des ASG-Tanks durch das JPD-System:

Ziel ist es, die Aufrechterhaltung der Leistungsfähigkeit der Nachspeisefunktion des ASG-Tanks durch die JP*-Pumpen zu überprüfen. Der Test ist zufriedenstellend.

Manuelle Nachspeisung der Ventilatoren in den Elektroräumen (DVL):

Ziel ist es, die Stromversorgung der DVL-Ventilatoren zu überprüfen. Der Test verlief zufriedenstellend.

Öffnung der Sprühventile im Gehäuse bei vollem Druckdifferenz:

Ziel ist es, die ordnungsgemäße Funktion und die Öffnungszeit der Sprühventile der Kammer zu überprüfen. Der Test ist zufriedenstellend verlaufen.

Druckentlastungs- und Filterkreislauf der Containment-Atmosphäre:

Ziel ist es, den Durchfluss der Druckentlastungs- und Filteranlage der Sicherheitshülle zu überprüfen. Der Test ist zufriedenstellend verlaufen.

Funktionsprüfung der Drucksensoren der Sicherheitshülle:

Ziel ist es, während der Prüfung des Sicherheitsbehälters die ordnungsgemäße Funktion der Sensoren zu überprüfen, die den Druck im Sicherheitsbehälter vom Kontrollraum aus messen. Die Prüfungen sind zufriedenstellend.

Überprüfung des Sprühdurchflusses des Druckhalters:

Ziel ist es, zu überprüfen, ob die Wirksamkeit der normalen Sprühfunktion des Druckhalters den Erwartungen entspricht. Der Test verlief zufriedenstellend.

Prüfung der Hochdruck-Sicherheitseinspritzpumpen bei vollem Durchfluss:

Ziel des Tests ist es, die Betriebseigenschaften der Hochdruck-Sicherheitsinjektionspumpen bei vollem Durchfluss sowie das ordnungsgemäße Verhalten des Sicherheitsinjektionskreislaufs zu überprüfen. Der Test ist zufriedenstellend verlaufen.

Prüfung der Hochdruck-Sicherheitseinspritzpumpen bei niedrigem Durchfluss:

Ziel der Prüfung ist es, die Betriebseigenschaften der Hochdruck-Sicherheitseinspritzpumpen (ISHP) bei geringem Durchfluss im Null-Durchfluss-Betrieb zu ermitteln. Die Prüfung ist zufriedenstellend.

Prüfung der Manövrierbarkeit der RIS-Ventilklappen bei TPL:

Ziel der Prüfung ist es, die Manövrierfähigkeit der Ventilklappen der RIS-Akkumulatoren sicherzustellen, die Durchgängigkeit der Entlastungsleitungen zu gewährleisten und den Druckverlustkoeffizienten der Akkumulatoren zu überprüfen. Die Prüfung ist zufriedenstellend verlaufen.

Manövrierbarkeitsprüfung der RIS-Ventile:

Ziel ist es, die Manövrierfähigkeit der Absperrklappen der RIS-Akkumulatoren, die an der Entleerung der RIS-Akkumulatoren beteiligt sind, sowie die Freigängigkeit der Leitungen und den Entleerungskoeffizienten der Akkumulatoren zu überprüfen. Die Prüfung ist zufriedenstellend verlaufen.

Überprüfung des Rückflussdurchsatzes während des Behältertests:

Ziel ist es, den Rückführdurchfluss aus den Sammelbehältern zum BR unter realen Bedingungen zu überprüfen. Die Prüfung ist zufriedenstellend.

Prüfung der Wirksamkeit der passiven autokatalytischen Rekombinatoren (RAP):

Ziel ist es, den Sauberkeitszustand und die Fehlerfreiheit der Platten, aus denen die RAP bestehen, zu überprüfen und durch Stichproben (3 Platten pro Rekombinator aus jedem repräsentativen Volumen) eine Funktionsprüfung durchzuführen. Die Prüfungen sind zufriedenstellend.

Prüfung des SED-Verdünnungsdurchsatzes:

Ziel ist es, den maximalen Verdünnungsdurchfluss des SED-Systems zu den Entmineralisierern der RCV- und TEP-Kreisläufe zu überprüfen. Der Test ist zufriedenstellend.

Prüfung der EAS-ND-Pumpe bei der Primäreinspeisung in den offenen Reaktorbehälter:

Ziel ist es, die ordnungsgemäße Funktion der EAS-ND-Pumpe bei der Einspeisung in den Primärkreislauf mit offenem Behälter zu überprüfen. Der Test ist zufriedenstellend.

Prüfung der EAS-ND-Pumpe bei der Einspeisung in die BR-Sammelbecken:

Ziel ist es, die ordnungsgemäße Funktion der EAS-ND-Pumpe bei der Einspeisung in die Sammelbecken des Reaktorgebäudes zu überprüfen. Der Test verlief zufriedenstellend.

Dichtheitsprüfung der Absperrventile der Testleitung der EAS-ND-Pumpe:

Ziel des Tests ist es, die innere Dichtheit der Absperrventile der Testleitung des EAS-ND-Kreislaufs sicherzustellen. Der Test verlief zufriedenstellend.

6.2.2.4 Vorgeschriebene Prüfungen gemäß „ “

❖ **Definition und Ziele der vorgeschriebenen Prüfungen**

Diese Prüfungen sind gemäß den verschiedenen Verwaltungsbeschlüssen durchzuführen (Prüfung der Kapazitäten des Primär- oder Sekundärkreislaufs).

❖ **Durchführung der vorgeschriebenen Prüfungen**

Im Rahmen des 4. RP 900 wurden folgende vorgeschriebene Prüfungen durchgeführt:

Regelmäßige Neuqualifizierung – Hydraulische Prüfung des Hauptprimärkreislaufs: Ziel ist es, die Beständigkeit des Hauptprimärkreislaufs gegenüber dem Prüfdruck zu überprüfen. Die hydraulische Prüfung verlief zufriedenstellend.

Regelmäßige Wiederzulassung – Hydraulikprüfung der Hauptsekundärkreisläufe: Ziel ist es, die Prüfdruckbeständigkeit der Hauptsekundärkreisläufe zu überprüfen. Die Hydraulikprüfungen verliefen zufriedenstellend.

6.2.2.5 Spezifische Prüfungen gemäß „ “

Gemäß der von der ASN unter Berücksichtigung der Ergebnisse der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [CONF-B-I] hat EDF der ASN Ende 2021 ein Programm für Sonderprüfungen vorgelegt, in dem die Planung dieser Prüfungen detailliert dargelegt ist.

Gemäß der Vorschrift [CONF-B-II] hat EDF für jeden der im Programm für spezielle Prüfungen aufgeführten Prüfungen bis zum 31.12.2024 mindestens eine Prüfung jeder Art durchgeführt.

❖ **Umfang der an den Reaktoren der CPY-Generation durchzuführenden Sonderprüfungen**

Einmalige Prüfungen zur Bestätigung der Vollständigkeitsanalyse der EP:

- 48-stündiger Betriebsversuch eines Notstromaggregats (LHP oder LHQ). Dieser Versuch ist Gegenstand der Vorschrift [CONF-B];
- Leistungsprüfung an einem EAS-Wärmetauscher;
- Leistungsprüfung an einer EAS-Pumpe. Diese Prüfung ist Gegenstand der Vorschrift [CONF-B];
- Autonomieprüfung der SAR-Speicher;
- Leistungsprüfung an Kühlbatterien der Lüftungs- und Kühlsysteme;
- Leistungsprüfung der KRT-Baken des BK.

Einzelprüfungen zur Untermauerung der Modellannahmen und zur Qualifizierung der wissenschaftlichen Berechnungswerkzeuge:

- Betriebstest einer ASG-TPS ohne Belüftung des Raums bei vollständigem Ausfall der Stromversorgung. Dieser Test ist Gegenstand der Vorschrift [CONF-B];
- Betriebstest einer TPS ASG bei niedrigem Füllstand des Versorgungsbehälters. Dieser Test ist Gegenstand der Vorschrift [CONF-B];
- Schließversuch von pneumatischen Ventilen bei Durchfluss;
- Betriebstest der H4-Vorrichtung parallel zum ISBP;
- Prüfung zur Absicherung der Validierung der neutronischen Berechnungscodes und der Interpretation der Ergebnisse der physikalischen Kernversuche.

Einzelprüfungen zur Überprüfung bestimmter Maßnahmen, die in Unfallsituationen umgesetzt werden:

- Test zur Abschaltung des Lüftungskanals A des DVL [CONF-B].

6.2.3 FAZIT

Die Ergebnisse der Requalifizierungsversuche zu den Änderungen am 4. RP 900 (Phase A) haben es, wie in den Abschnitten „Bilanz zum Zustand des Blocks“ des vorliegenden Dokuments ausführlich beschrieben, ermöglicht, die ordnungsgemäße Integration der betreffenden Änderungen zu validieren. Die zufriedenstellenden Ergebnisse, die bei der Durchführung der spezifischen Zehnjahresprüfungen, der periodischen Zehnjahresprüfungen und der vorgeschriebenen Prüfungen festgestellt wurden, tragen dazu bei, die Übereinstimmung des Zustands der Anlage mit den erwarteten Leistungsmerkmalen für den Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais im Hinblick auf den Übergang in den technischen Zustand entsprechend der Phase A des 4. RP 900 zu überprüfen.

Die ASN hat EDF aufgefordert, ergänzende Prüfungen festzulegen, um nach der Umsetzung der mit dem Sicherheitsnachweis des 4. RP 900 verbundenen umfangreichen Änderungspakete das gesamte Funktionsverhalten der EIP im Hinblick auf die festgelegten Anforderungen und unter Berücksichtigung der wichtigsten Sicherheitsfunktionen zu überprüfen. Die Einbeziehung dieser Aufforderung in den Prozess zur Festlegung der Prüfungen hat EDF bereits dazu veranlasst, die im Abschnitt *„Spezifische Zehnjahresprüfungen“* dargestellten Prüfungen durchzuführen. Ergänzend dazu hat sich EDF nach Abschluss der Prüfung dieses Themas im Rahmen des 4. RP 900 verpflichtet, eine Reihe spezieller Prüfungen an den Blöcken der Baureihe CPY durchzuführen; einige dieser Prüfungen entsprechen der Vorschrift [CONF-B].

6.3 BEHÖRDLICHE REFERENZUNTERLAGEN

Allgemeiner Teil „Palier“

Gemäß den Anforderungen der Artikel 4 und 5 des Erlasses vom 10. November 1999 über die Überwachung des Betriebs des Hauptprimärkreislaufs (CPP) und der Hauptsekundärkreisläufe (CSP) von Druckwasserreaktoren (REP) müssen die behördlichen Referenzunterlagen (DRR), die die Fortsetzung und Aktualisierung des bereits in der Auslegungsphase eingeleiteten Nachweises der Integrität darstellen, so oft wie nötig und insbesondere bei jeder zehnjährigen Inspektion aktualisiert werden. Diese Aktualisierungen müssen unter anderem die gewonnenen Erfahrungen, die Überwachung im Betrieb und die Änderungen an der Anlage berücksichtigen.

Im Rahmen des 4. RP 900 wurden die behördlichen Referenzunterlagen der CPY-Stufe aktualisiert. Die Anfälligkeit der CPP/CSP-Bereiche gegenüber verschiedenen Schäden wird auf der Grundlage dieser Aktualisierung neu bewertet, was zu einer Aktualisierung der vorbeugenden Wartungsprogramme führen kann.

Im Rahmen des 4. RP 900 wurden bei der Aktualisierung der behördlichen Referenzunterlagen folgende Aspekte berücksichtigt:

- Materialdaten, die 500.000 Betriebsstunden abdecken, also über den 5. RP hinaus,
- verbesserte Erkenntnisse über die thermischen Belastungen bestimmter sensibler Bereiche, was die Aktualisierung der Situationsdossiers mit diesen ergänzenden Daten ermöglichte,
- die Auswirkungen der REP-Umgebungsbedingungen in den Ermüdungsuntersuchungen,
- die Bilanz der durch den Austausch von Hochspannungsleitungen unternommenen Anstrengungen, woraufhin EDF die Liste der Anwendungsbereiche der Methode zur Relaxation sekundärer Spannungen vorgelegt hat,
- die Auswirkungen der betrieblichen Situationen und Fristen des EPR-Referenzrahmens.

Die Überprüfung der Verhaltensanalysedokumente (DAC) für die Hilfsleitungen des CPP und die Leitungen des CSP ergab, dass die Halterungen bestimmter Leitungen geändert werden müssen (PNPE1333). Bei den von diesen Änderungen betroffenen Leitungen handelt es sich um EIPS-Komponenten der mechanischen Klassifizierung I oder II mit seismischer Anforderung. Die Systeme, bei denen möglicherweise eine Verstärkung der Halterungen erforderlich ist, sind folgende: RCP, RIS, RRA, RCV, ARE/ASG und VVP.

Spezifischer Teil zu Block 4 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Der Reaktorblock Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Bilanz zum Zustand des Blocks

Die Änderung PNPE1333 Band A „Erdbebensicherung des harten Kerns des Hauptprimärkreislaufs, des Hauptsekundärkreislaufs und der DRR-Auflager“ wurde am Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPE1333 Band B „Erdbebensicherung des Kernbereichs des Hauptprimärkreislaufs, des Hauptsekundärkreislaufs und der SND-Auflager“ wird am Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration spätestens in Phase B des 4. RP 900 vorgesehen ist.

ABSCHNITT 7: BEITRAG DES KERNKOMPONENTEN ZU DEN ZIELEN DER ÜBERPRÜFUNG

7 BEITRAG DES KERNKERNES ZU DEN ZIELEN DER ÜBERPRÜFUNG 223

7.1 ZIELE DES KERNTEAMS 224
7.2 FUNKTIONELLE ARCHITEKTUR DES KERNKOMPONENTEN 225
7.2.1 Maßnahmen zur Verhinderung einer Reaktorkernschmelze 225
7.2.1.1 ASG-ND 225
7.2.1.2 Gewählte Lösung für die Dichtungsintegrität der GMPP 227
7.2.1.3 Herabfallen der Trauben 227
7.2.1.4 Notzufuhr an den Dichtungen der Primärmotorpumpen 228
7.2.1.5 Ventile des Druckhalters 228
7.2.2 Brennstoffbeckenklappe und Zustand *„offener Tank, Reaktorbecken voll“* 229
7.2.2.1 Ziele und untersuchte Konfigurationen 229
7.2.2.2 Wassernachfüllung in die Becken 229
7.2.2.3 Überwachung des Schwimmbeckenfüllstands 230
7.2.2.4 Vermeidung von Entleerungen 230
7.2.2.5 Verhinderung von Beschädigungen des Schwimmbeckens durch herabfallende Lasten 231
7.2.2.6 Zurück zur langfristigen Abkühlung 232
7.2.3 MAßNAHMEN ZUR EINDÄMMUNG EINES UNFALLS MIT KERNSCHMELZE 233
7.2.3.1 Ziel und Funktionsprinzipien 233
7.2.3.2 Verwandte Bestimmungen 233
7.3 UNTERSTÜTZENDE FUNKTIONEN 234
7.3.1 Notfall-Dieselaggregat (DUS) 234
7.3.2 Elektrische Verteilung – Kernbereich 235
7.3.3 Belüftung der Schalträume 236
7.3.4 Leittechnik – Kernbereich 237
7.3.5 Wasserversorgung Noyau Dur 238
7.4 DIE NUKLEARE SCHNELLREAKTIONSKRÄFTE (FARN) 239
7.5 LOKALES KRISENZENTRUM 241
7.6 DIMENSIONIERUNG DES HARTKERNES IM HINBLICK AUF ANGRIFFE UND IHRE FOLGEN 242
7.6.1 Erdbeben im „harten Kern“ 242
7.6.2 Externe Überschwemmung des Kernbereichs 244
7.6.3 Tornado – Kernbereich 247
7.6.4 Durch Naturereignisse verursachte Auswirkungen am Standort, die über die Auslegung hinausgehen 248
7.7 SCHLUSSFOLGERUNG 249

7 BEITRAG DES KERNTEAMS ZU DEN ZIELEN DER NEUÜBERPRÜFUNG

Nach dem Unfall von Fukushima am 11. März 2011 hat EDF in seinen ergänzenden Sicherheitsbewertungsberichten („*RECS*“) als Reaktion auf den Beschluss der ASN vom 05.05.2011 die hohe Robustheit seiner Anlagen unter Berücksichtigung folgender Aspekte nachgewiesen:

- einer robusten ursprünglichen Auslegung mit Auslegungsspielräumen,
- eines regelmäßigen Überprüfungsprozesses, der alle 10 Jahre die Einbeziehung neuer Erkenntnisse und Erfahrungen ermöglicht, wobei wichtige Erfahrungen aus Ereignissen bereits vor den planmäßigen Überprüfungen berücksichtigt werden.

In den RECS hieß es außerdem: „Da *die Leistungsbeschreibung für die ECS jedoch vorschreibt, [die] Plausibilität [von Extremsituationen] außer Acht zu lassen, wird die Untersuchung der folgenden wichtigsten zusätzlichen Schutzmaßnahmen […] vorgeschlagen, um diesen Situationen zu begegnen*:

- *Einrichtung einer neuen Möglichkeit zur Wiederauffüllung der Wasserreserven zur Versorgung der Dampferzeuger, des Primärkreislaufs oder des Brennstofflagers […].*
- *Erhöhung der Robustheit der Turbopumpen zur Versorgung der Dampferzeuger sowie ihrer Steuerungs- und Regelungssysteme gegenüber Erdbeben und Überschwemmungen.*
- *Einrichtung eines zusätzlichen Notstromdiesels (DUS) pro Block, der gegen Überschwemmungen und Erdbeben robust ist und die Versorgung einer Einspritzpumpe für die Dampferzeuger, den Primärkreislauf oder das Lagerbecken ermöglicht.*
- *Einrichtung einer nationalen Nuklear-Schnelleinsatztruppe (FARN), die in der Lage ist, kompetente Teams für Betrieb, Wartung und Logistik an den betroffenen Standort zu entsenden […]*
- *Was die Bewältigung von Unfällen mit Kernschmelze betrifft, Untersuchung zur Erhöhung der Erdbebensicherheit der Filteranlagen für Ableitungen während der Druckentlastung des Sicherheitsbehälters“*

Auf der Grundlage der RECS und nach einer Analyse hat die ASN für jedes einzelne Kernkraftwerk (INB) Entscheidungen veröffentlicht, die EDF die Einrichtung eines *„Kernkerns aus materiellen und organisatorischen Maßnahmen […]*“ vorschreiben. *Für diesen Kernkern richtet der Betreiber unabhängige und gegenüber den bestehenden Sicherheitskontrollsystemen (SSC) diversifizierte SSC ein, um die Risiken durch gemeinsame Ursachen zu begrenzen. Der Betreiber begründet gegebenenfalls den Rückgriff auf nicht diversifizierte oder bereits bestehende SSC*.“

Um diesen Vorgaben gerecht zu werden, führt EDF ein industrielles Programm zur Einrichtung zusätzlicher Maßnahmen in seinen Anlagen durch, das sich in zwei aufeinanderfolgende und sich ergänzende Phasen gliedert:

- eine kurzfristige *„reaktive*“ Phase, die 2015 abgeschlossen wurde,
- eine mittelfristige Phase zur Einführung *„dauerhafter* Maßnahmen“ bis zum Zeithorizont *„10 Jahre nach dem Unfall von Fukushima*“.

Ein zweiter Satz von ASN-Vorgaben wurde im Januar 2014 veröffentlicht und legt fest, dass *„zur Begrenzung massiver radioaktiver Freisetzungen in ‚Noyau Dur‘-Situationen der ‚Noyau Dur‘ die Isolierung des Sicherheitsbehälters und die Verhinderung von Bypass-Situationen der dritten Barriere ermöglicht. Der ‚Noyau Dur‘ zielt darauf ab, die Integrität dieser Barriere zu wahren, ohne die Entlüftungsvorrichtung des Sicherheitsbehälters zu öffnen*“.

Diese Vorschriften, die der Integrität der dritten Barriere zur Begrenzung massiver radioaktiver Freisetzungen Vorrang einräumen, stehen im Einklang mit dem Ziel der 4. periodischen Überprüfung 900, das Risiko früher und erheblicher Freisetzungen in die Umwelt äußerst unwahrscheinlich zu machen.

In diesem Zusammenhang tragen die von EDF im Rahmen des Industrieprogramms „Grand Carénage“ parallel zur vierten periodischen Überprüfung umgesetzten sogenannten *„Hard* Core“-Maßnahmen zur Erreichung der Ziele der Überprüfung bei.

7.1 ZIELE DES „NOYAU DUR“

Die technischen Vorschriften der ASN aus dem Jahr 2014 definieren die Sicherheitsziele des „Noyau Dur“. Die festgelegten Maßnahmen des „Noyau Dur“ zielen darauf ab:

- einen Unfall mit Brennstoffschmelze zu verhindern oder dessen Ausbreitung zu begrenzen,
- massive radioaktive Freisetzungen und dauerhafte Auswirkungen auf die Umwelt zu begrenzen,
- dem Betreiber zu ermöglichen, die ihm obliegenden Aufgaben im Krisenmanagement zu erfüllen.

Die „Noyau Dur“-Situationen sowie die Situationen, die sich aus deren Kumulierung ergeben, sind ebenfalls in den ASN-Vorschriften von 2014 definiert:

- **der vollständige Ausfall der Stromversorgungen,** die nicht zum „Noyau Dur“ gehören. Das heißt, der Ausfall der externen Stromquellen des Standorts in Verbindung mit dem Ausfall der beiden Blockdieselgeneratoren (als „H3“ bezeichnete Situation);
- **der vollständige Ausfall der Kühlquelle, die** nicht zum „Noyau Dur“ gehört (als „H1“ bezeichnete Situation);
- die für den „harten Kern“ berücksichtigten externen Naturereignisse: Überschwemmungen (einschließlich Starkregen) und mit Überschwemmungen in Zusammenhang stehende Naturphänomene (Extremwinde, Blitzschlag, Hagel), Erdbeben und Tornados;
- Situationen, die sich aus dem Zustand der Anlage, des Standorts und seiner Umgebung nach einer oder mehreren der für den „harten Kern“ festgelegten externen Naturgefahren ergeben.

„Noyau Dur“-Situationen betreffen alle Blöcke eines Standorts.

Als Reaktion auf die technischen Vorgaben der ASN schlägt EDF einen „Noyau Dur“ vor, bei dem es sich um eine Reihe von ortsfesten Einrichtungen handelt, die gegen „Noyau Dur“-Situationen und die damit verbundenen Einwirkungen robust sind und durch mobile Einrichtungen sowie eine Organisation und Teams zu deren Umsetzung ergänzt werden. Dies ermöglicht es:

- die Kernschmelze zu verhindern, indem die Kühlung des Reaktorkerns und die Ableitung der Restleistung aus dem Sicherheitsbehälter des Reaktorgebäudes gewährleistet werden, wenn der Primärkreislauf unter Druck gesetzt werden kann,
- Betriebsstrategien umzusetzen, die der Kühlung über den Sekundärkreis Vorrang einräumen und dabei die Integrität des Hauptprimärkreislaufs bewahren,
- die Isolierung des Sicherheitsbehälters zu gewährleisten und Situationen zu verhindern, in denen diese Barriere umgangen wird. Der „Noyau Dur“ ermöglicht die Begrenzung des Drucks im Inneren des Sicherheitsbehälters, ohne dass die Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Sicherheitsbehälters geöffnet werden muss,
- sicherzustellen, dass die Brennelemente nicht entleert werden, auch nicht während der Handhabung im Lagerbecken und in den Handhabungsräumen für Brennelemente,

Die zur Begrenzung radioaktiver Freisetzungen gewählten Auslegungsmerkmale des „Noyau Dur“ berücksichtigen den Fall einer vollständigen Kernschmelze und eines Durchbruchs des Reaktorbehälters bei einem Reaktor des Standorts.

Diese „Noyau Dur“-Maßnahmen werden in den Abschnitten 0 „Funktionale Architektur des ‚Noyau Dur‘“ und 7.3 „Unterstützende Funktionen“ dargestellt.

Der Einsatz des „Noyau Dur“ geht zudem mit Vorkehrungen einher, die es dem Betreiber ermöglichen sollen, die ihm im Rahmen des Krisenmanagements obliegenden Aufgaben zu erfüllen, um das mit dem „Noyau Dur“ verbundene Sicherheitsziel zu erreichen, insbesondere ein lokales Krisenzentrum (CCL) pro Standort und Anschlusseinrichtungen („Plugs“) für die mobilen Mittel der Nuklearen Schnellreaktionskraft (FARN), die für den „Noyau Dur“ erforderlich sind. Diese Vorkehrungen werden in den Abschnitten 7.4 *„Nukleare* Schnellreaktionskraft“ und 7.5 *„Lokales Krisenzentrum“* dargelegt.

Es wird eine funktionale Komplementarität zwischen den konzeptionellen Mitteln (materielle Vorkehrungen des „Noyau Dur“) und den Resilienzmitteln (mobile Mittel, die am Standort zur Verfügung stehen oder von der FARN transportiert werden) gewährleistet. Diese Komplementarität ermöglicht eine gute Anpassungsfähigkeit an unvorhergesehene Situationen unter Berücksichtigung der langsamen Dynamik der in solchen Situationen zu befürchtenden Phänomene, insbesondere des Druckanstiegs im Sicherheitsbehälter und der Freilegung der Brennelemente im Brennelementlagerbecken.

Schließlich muss der harte Kern gegenüber den für ihn festgelegten natürlichen äußeren Einwirkungen und deren Folgeeffekten widerstandsfähig sein. Dieser Grundsatz wird bei neuen Sicherheitssystemen bereits in der Auslegung berücksichtigt oder bei bestehenden Sicherheitssystemen des harten Kerns überprüft (die bei Bedarf verstärkt werden können). Die Analyse der Auslegung des „Noyau Dur“ hinsichtlich der für den „Noyau Dur“ festgelegten Einwirkungen und deren Folgeeffekte sowie die damit verbundenen Schutzmaßnahmen werden in Abschnitt 7.6 dargestellt.

Die Umsetzung der „Noyau Dur“-Bestimmungen wird im Rahmen der Prüfung der generischen Phase des 4. RP 900 ebenfalls durch die ASN-Vorschriften [ND-A], [ND-B] und [ND-C] geregelt. Die Vorschriften [ND-A] und [ND-B] beziehen sich jeweils auf die ASG-ND (siehe § 7.2.1.1) und auf die Einspritzpumpe an den Dichtungen der GMPP des „Noyau Dur“ (siehe § 7.2.1.4). Die Umsetzung der übrigen Bestimmungen des „Noyau Dur“ wird durch die Vorschrift [ND-C] geregelt, die den Stichtag für die Umsetzung dieser Bestimmungen spätestens auf die Phase
„Ergänzungen “.

7.2 FUNKTIONELLE ARCHITEKTUR DES HARTKERN

7.2.1 Maßnahmen zur Verhinderung einer Kernschmelze des Reaktors „ “

7.2.1.1 ASG- ND

Generischer Teil der Stufe

Die Anordnung ASG-ND (PNPE1258) gewährleistet die Kühlung des Reaktorkerns und die Ableitung der Restleistung aus dem Sicherheitsbehälter des Reaktorgebäudes über die Sekundärkreisläufe, wenn der Primärkreislauf unter Druck steht oder unter Druck gesetzt werden kann. Diese Anordnung entspricht der Vorschrift ASN [ND-A].

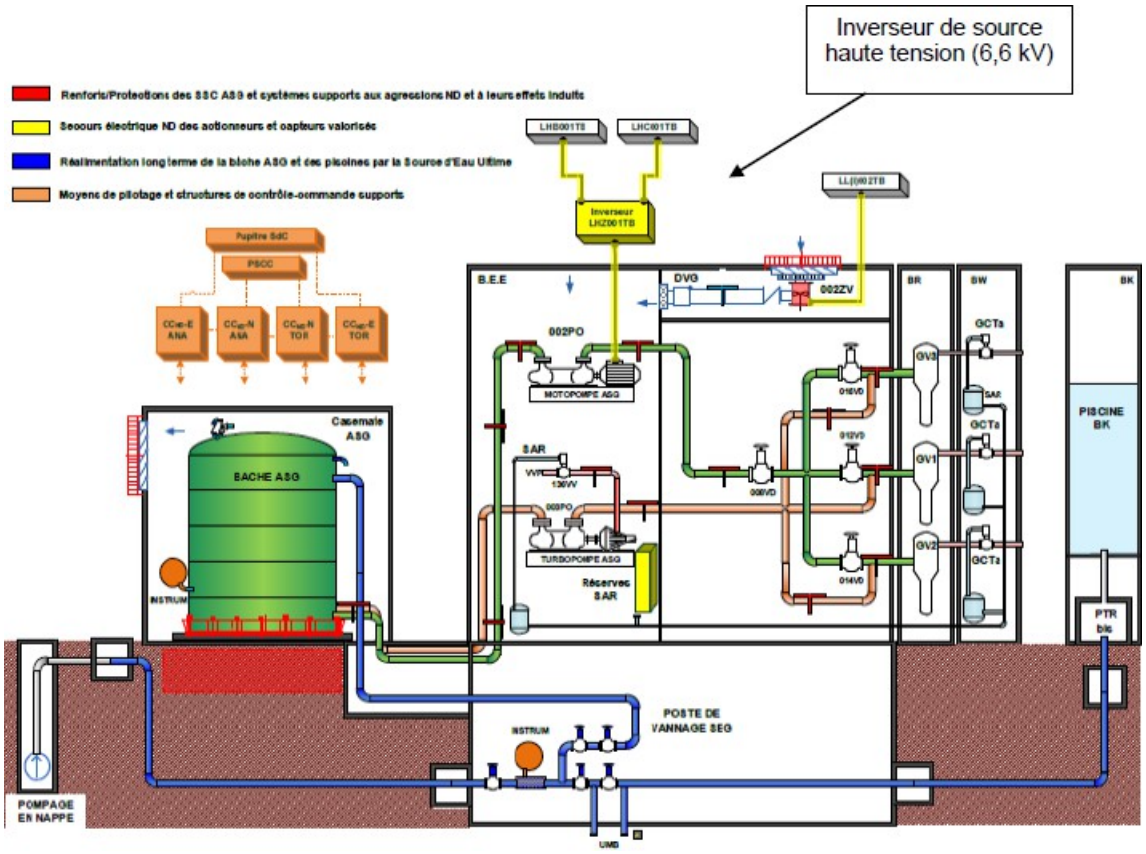
Die wichtigsten Annahmen bezüglich der Systeme lauten wie folgt:

- Der Hauptprimärkreislauf und der Hauptsekundärkreislauf sind nach dem Störfall intakt,
- alle Brennelemente fallen während der automatischen Abschaltung (AAR) oder aufgrund eines Ausfalls der externen Spannungsversorgung (MDTE) herunter,
- das Abschalten der Primärpumpen erfolgt sofort durch die Automatik oder aufgrund des Ausfalls der externen Spannungsversorgung (MDTE),
- nur die Funktionen des Kessels und der Stützkonstruktionen des „Noyau Dur“ werden hinsichtlich ihrer positiven Wirkung berücksichtigt.

Die von EDF gewählte Lösung nutzt als Einspeisemittel für die Dampferzeuger die ASG-Motorpumpe von Kanal B, die aus dem ASG-Ausgleichsbehälter ansaugt.

Für die Wasserversorgung der Dampferzeuger sieht die Lösung den ASG-Behälter als Speicher vor.

Im Kernkraftwerksblock (BW) wird eine Ventilstation eingerichtet, um den ASG-Behälter sowie die BR- und Brennstoffbecken dauerhaft über die Wasserquelle für die „Noyau Dur“-Nachspeisung (PNPP1714/PNPE1289 und PNPE1258, vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7 – § 7.2.2.2).



Prinzipskizze der ASG-ND-Anordnung

Der Aspekt *der „Luftautonomie“* für die Ansteuerung der pneumatischen Bauteile im „Noyau Dur“-Betrieb wird ebenfalls durch die Änderung ASG-ND (PNPE1258) behandelt.

Die Bedienbarkeit der Regelventile ASG 012/014/016 VD vom Kontrollraum aus im „Noyau Dur“-Betriebszustand ist ebenfalls Gegenstand einer Änderung (PNPE1258 Band L).

Spezifischer Teil für Block 4 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais weist hinsichtlich des „Palier“-Zustands keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPE1258 (außer Bände J und L) „Einbau der ASG-ND-Vorrichtung und der festen Nachspeiseleitung für das BK-Becken durch SEG“ wird im Block 4 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration spätestens in Phase B des 4. RP 900 vorgesehen ist.

Die Änderung PNPE1258, Band L, „Maßnahme zur Gewährleistung der Robustheit der Steuerung (RCM) der Regelventile ASG012/014/016VD aus dem Kontrollraum heraus unter Hard-Core-Bedingungen“ wird im Rahmen der Phase B „Ergänzungen“ des 4. RP 900 am Block 4 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt.

Die Änderung PNPP1714 „Wasserquelle für die Kern-Notkühlung“ wird im Rahmen einer spezifischen Planung mit einer geplanten Integration spätestens im April 2026 im Block 4 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung im Hinblick auf ihre Berücksichtigung in den Kumulierungsstudien des MDTE werden spätestens bei VD4 + 2 Jahre berücksichtigt.

7.2.1.2 Gewählte Lösung für die Integrität der Dichtungen der GMPP-

Die Betriebsstrategie „Noyau Dur“ sieht die systematische Druckentlastung und Kühlung des Hauptprimärkreislaufs (CPP) durch den Sekundärkreislauf vor, insbesondere mit dem Ziel, die thermohydraulische Belastung der Wellendichtungen der Primärpumpenaggregate (GMPP) zu begrenzen.

Die Wellendichtungen der GMPP, die in den in Betrieb befindlichen Reaktoren installiert sind, sind nun alle mit Dichtung Nr. 1 mit Siliziumnitrid-Dichtscheiben und sogenannten „Hochtemperatur“-O-Ringen ausgestattet.

Um die Leistungsfähigkeit der Wellendichtungen der GMPP in „Hard-Core“-Situationen nachzuweisen, stützt sich EDF auf ein Programm mit sieben Versuchen, die von 2014 bis 2020 im Framatome-Testkreislauf in Karlstein durchgeführt wurden. Diese Versuche ermöglichten es, den Einfluss verschiedener Parameter (Druck-/Temperaturprofil stromaufwärts, Konfiguration der Leckagelinie der Dichtung Nr. 1, Verschleiß- und Alterungszustand der Dichtungen usw.) auf das Verhalten der Dichtungen zu untersuchen.

Diese Testreihe hat die inhärente Robustheit der GMPP-Wellendichtungen trotz fehlender Einspritzung an den Dichtungen und fehlender Kühlung der thermischen Barriere deutlich gemacht. Die bei allen durchgeführten Versuchen beobachteten Leckagewerte der Dichtungen sind mit dem „Noyau Dur“-Betriebsmodus vereinbar.

Auf der Grundlage dieser Erkenntnisse wurde die Integrität der Dichtungen in der „Noyau Dur“-Betriebsstrategie berücksichtigt.

7.2.1.3 Abfall der Cluster-

Generischer Teil „Lagerung“

EDF führt eine Änderung durch, die im Falle eines Erdbebens eine automatische Reaktorabschaltung (AAR) gewährleistet (Vorgang PNPP1419). Diese AAR wird durch vier Sensoren in einer 2/4-Logik ausgelöst, die an der Außenverkleidung des Reaktorgebäudes installiert sind. Diese Anordnung wird verstärkt, um ihre Robustheit gegenüber einem „Noyau Dur“-Erdbeben zu gewährleisten und bestimmte Informationen im Rahmen des Falls PNPE1115 an die Leitwarte weiterzuleiten.

EDF hat den Fall der Brennelemente während eines Erdbebens der Kategorie „Noyau Dur“ nachgewiesen, basierend auf Berechnungen des mechanischen Verhaltens der verschiedenen Komponenten, aus denen der Fallkanal besteht (Brennelement-Steuermechanismen und deren erdbebensichere Haltevorrichtungen, Adapter des Reaktorbehälterdeckels, Elemente der Reaktoreinbauten, die die Führung der Brennelemente gewährleisten, Brennelementbündel), und kam dabei insbesondere zu dem Schluss, dass keine Verformung (Knickung) der Brennelementgitter vorliegt.

Ergänzend hat EDF den Fall der Steuerstäbe bei leicht verformten Gittern begründet und sich dabei insbesondere auf in Japan erzielte experimentelle Ergebnisse im Maßstab 1:1 gestützt. Konservativ betrachtet berücksichtigt das „Noyau Dur“-Verfahren zur Verhinderung einer Kernschmelze ein unvollständiges Herabfallen der Steuerbündel, wobei auf eine Hochdruck-Bor-Einspritzvorrichtung zurückgegriffen wird (§ 7.2.1.4).

Schließlich hat EDF nachgewiesen, dass die Unterkritikalität des Reaktors auch bei unvollständigem Herabfallen bestimmter Stäbe gewährleistet ist.

Spezifischer Teil zu Block 4 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Blayais weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPP1419 „Einführung eines AAR bei Erdbeben“ wurde im Block 4 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPE1115 „Anordnung zur automatischen Abschaltung des Reaktors bei Erdbeben und Meldung eines signifikanten Erdbebens, robust gegenüber Erdbeben der Kategorie ‚Noyau Dur'" wird im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4. RP 900 im Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt.

7.2.1.4 Notversorgung für die Dichtungen der Primärpumpenaggregate – Allgemeiner Teil – Lager

EDF führt eine Notversorgungsmaßnahme für die Dichtungen der Primärpumpenaggregate (PNPE1427) ein, um in „Hard-Core"-Situationen borhaltiges Wasser einspritzen zu können, wenn der Primärkreislauf unter hohem Druck steht. Diese zusätzliche Sicherheitsmaßnahme ermöglicht es, die Sicherheitsmargen hinsichtlich des Risikos eines kritischen Rückflusses im ungünstigsten Fall eines unvollständigen Absinkens der Brennelemente zu erhöhen. Diese Maßnahme ist Teil des „Noyau Dur". Sie entspricht der Vorschrift [ND-B].

Blockspezifischer Teil 4 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais weist hinsichtlich des „Palier"-Zustands keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPE1427 „Einbau einer Einspritzpumpe an den Dichtungen der Primärpumpenaggregate ‚Kern' (PJ-ND)" wird im Rahmen der Phase B „Ergänzungen" der Änderungen des 4. RP 900 im Block 4 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt.

7.2.1.5 Ventile des Druckhalter- s

Allgemeiner Teil: Lagerung

Die Modifikation der Ventile des Druckhalters (PNPP1595) ermöglicht eine Erhöhung ihrer Entlastungskapazität bei niedrigem Druck und eine Verbesserung ihrer allgemeinen Funktionsweise (Robustheit, Stabilität im Dampf- und einphasigen Betrieb, Druckausgleich im Behälter usw.).

Diese Modifikation trägt vor allem dazu bei, das Risiko eines Kernschmelzunfalls unter Druck im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze zu begrenzen. Im Rahmen des „Noyau Dur"-Betriebs zur Verhinderung eines Unfalls mit Kernschmelze verbessert sie die vollständige Öffnung einer Druckminderer-Entlastungsleitung (LDP) bei niedrigem Primärdruck, was die abschließende Borierung des Primärkreislaufs durch die EAS-ND-Pumpe begünstigt.

Die Modifikation des SEBIM-Tandems des Druckhalters ist eine bauliche Änderung, die darin besteht:

- auf mechanischer Ebene den Kopf jedes Schutz- und Absperrventils auszutauschen (Ventilkörper, Düse und Schutzring der Ventile bleiben erhalten),
- auf elektrischer Ebene: Austausch der Positionssensoren am Ventilkopf und der Elektronikplatinen im SEBIM-Positionssensor-Rack in den Schalträumen.

Blockspezifischer Teil für Block 4 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais weist hinsichtlich des „Palier"-Zustands keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPP1595 „Austausch der SEBIM-Ventilköpfe" wurde am Block 4 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

7.2.2 Bereich Brennstoffbecken und Zustand „*offener Reaktorbehälter, volles* Reaktorbecken“

7.2.2.1 Untersuchte Ziele und Konfigurationen „ “

Der „Noyau Dur“ verhindert das Entleeren der Brennelemente im Deaktivierungsbecken, einschließlich während der Handhabung in den Lagerbecken und Handhabungsräumen, im Falle eines Ausfalls der Kühlmittel (PTR, RRA, Kaltquelle RRI/SEC) infolge einer „Noyau Dur“-Störung.

Die Ausgangszustände des Reaktorblocks, die als Grundlage für die Festlegung der „Noyau Dur“-Maßnahmen dienten, unterscheiden zwischen isolierten BR/BK-Becken und solchen, die über das Transferrohr miteinander verbunden sind:

- den Zustand „Vollständig entladener Reaktor“ (RCD), in dem sich der Brennstoff im Brennstoffbecken befindet und das Übertragungsrohr geschlossen ist. Dieser Zustand gilt sowohl für den RCD-Zustand (Auslegungsfall, bei dem die gesamte Restleistung im BK liegt) als auch für die Zustände RP, AN/GV, AN/RRA und API, bei denen die Handhabung der Brennelemente im BK unabhängig von der der Brennelemente im BR erfolgt,
- den Zustand „Kaltabschaltung zur Brennelementwechsel“ (APR, offener Reaktorbehälter und volles Reaktorbecken), bei dem das Transferrohr geöffnet ist und das BR-Becken mit dem Brennelementbecken verbindet (ohne Absperrschieber).

7.2.2.2 Wassernachfüllung in den Becken „ “

Generischer Teil „Lagerung“

Die Vorrichtung besteht aus:

- einer Wasser-Nachspeisung für den „Noyau Dur“ im Brennelementbecken (PNPP1714/PNPE1289 und PNPE1258), die der von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [PISC-A-III] entspricht, sowie deren Dampfablass,
- einer Wasserzufuhr zum „Noyau Dur“ im BR-Becken (PNPP1714/PNPE1289 und PNPE1258) und dessen Dampfableitung (PNRL1803). Die Wasserzufuhr zum „Noyau Dur“ im BR-Becken erfolgt im Zustand „Stillstand zur Wiederaufladung“ (APR) durch Schwerkraft aus dem Brennstoffbecken über das offen gelassene Übertragungsrohr. Die Dammwände zwischen dem Behälterraum des BR-Beckens und dem Lagerraum des Brennstoffbeckens werden entfernt oder geöffnet. Die Türen der Schleuse 0 m (Ablass für den im BR-Becken erzeugten Dampf) dürfen sich unter der Einwirkung des Dampfdurchflusses nicht schließen können; zu diesem Zweck gewährleistet die Änderung PNRL1803, dass die BR-Schleuse im „Noyau Dur“-Zustand offen bleibt.

Blockspezifischer Teil 4 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais weist hinsichtlich des „Palier“-Zustands keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderung PNRL1803 „Einrichtung einer „Noyau Dur“-Wassernachspeisung am BR-Becken und dessen Dampfablass“ wird im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4. RP 900 im Block 4 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt.

Die Änderung PNPE1258 (außer den Bänden J und L) „Einbau der ASG-ND-Vorrichtung und der festen Nachspeiseleitung für das BK-Becken durch SEG“ wird am Block 4 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration spätestens in Phase B des 4. RP 900 vorgesehen ist.

Die Änderung PNPE1258, Band L, „Maßnahme zur Gewährleistung der Robustheit der Steuerung (RCM) der Regelventile ASG012/014/016VD aus dem Kontrollraum heraus unter Hard-Core-Bedingungen“ wird im Block 4 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen eines spezifischen Zeitplans umgesetzt, wobei die Integration spätestens in Phase B „Ergänzungen“ zum 4. RP 900.

Die Änderung PNPP1714 „Wasserquelle für die Kern-Notkühlung“ wird im Rahmen eines spezifischen Zeitplans im Block 4 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt, wobei die Integration spätestens im April 2026 vorgesehen ist. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung im Hinblick auf ihre Berücksichtigung in den Kumulierungsstudien des MDTE werden spätestens bei VD4 + 2 Jahre berücksichtigt.

7.2.2.3 Überwachung des Wasserstands „ “ im Reaktorbecken

Allgemeiner Teil – Lagerung

Der Füllstand der Becken wird durch Füllstandsmessgeräte im Brennelementlagerbecken und im Becken des Reaktorgebäudes überwacht, die die Steuerung der Nachspeisung (Inbetriebnahme, Abschaltung, Regelung) ermöglichen: Schalt-Füllstandsmessungen der Becken im Reaktorgebäude (PNPE1128) und des Brennelement-Lagerbeckens (PNPP1907) sowie die analoge Füllstandsmessung des Brennelement-Lagerbeckens (PNPP1824).

Spezifischer Teil zu Block 4 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais weist im Vergleich zum Block „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPP1907 „Einrichtung eines diversifizierten mobilen Kühlsystems PTR bis“ wurde am Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

Die Änderungen:

- PNPE1128 „Alles-oder-Nichts-Füllstandsmessungen im Reaktorbecken“,
- PNPP1824 „Hinzufügung einer analogen Füllstandsmesskette für das BK-Brennstoffbecken“,

werden im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4 RP 900 im Block 4 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt.

7.2.2.4 Vermeidung von Entleerungs en

Allgemeiner Teil „Lagerung“

Für den „harten Kern“ werden zwei große Kategorien von Maßnahmen geprüft und umgesetzt:

- Maßnahmen zur Verhinderung eines Bruchs am Transferrohr. Das Transferrohr wurde für das SND-Erdbeben auf der CPY-Stufe ausgelegt.
- Maßnahmen zur Verhinderung von Entleerungen über an die Lagerbecken angeschlossene Kreisläufe:
  - automatisches Schließen der PTR-Ansaugung des Brennelementbeckens bei einem Signal für sehr niedrigen Füllstand des Brennelementbeckens (PNPP1402),
  - automatische Absperrung der Filterleitungen des BR-Beckens (PNPP1780),
  - Neudimensionierung des Siphonbrechers an der Druckleitung des Kühlsystems des Brennelementbeckens, um eine mögliche Entleerung zu unterbrechen, die durch einen Guillotinebruch dieser Leitung ausgelöst wird (PNPP1289),
  - Hinzufügung organisatorischer Vorkehrungen in Form von behördlichen Sperrverfügungen, um die Absperrung bestimmter Entleerungsleitungen der BR- und Brennelementbecken während der Brennelementhandhabung zu gewährleisten.

Spezifischer Teil für Block 4 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais weist im Hinblick auf den Stillstandszustand keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks Die Änderungen:

- PNPP1402 „Automatisches Schließen des Ventils PTR 001 VB am NTB-Becken bei Deaktivierung“,
- PNPP1780 „Automatisierung der Entleerungsventile des BR-Beckens“,
- PNPP1289 „Neudimensionierung des Siphonbrechers an der Druckleitung des Kühlsystems des Brennstoffbeckens“,

wurden am Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Le Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

7.2.2.5 Verhinderung einer Beschädigung des Brennstoffbeckens durch herabfallende Last

Allgemeiner Teil – Lagerung

Die „Noyau Dur“-Maßnahmen stützen sich auf die Robustheit der Becken und der sie tragenden Strukturen sowie des Transferrohrs und der angeschlossenen Kreisläufe bis hin zur ersten Absperrvorrichtung.

Ziel ist es daher, das Risiko eines Lecks oder eines Bruchs an der Struktur des Brennelementbeckens im Falle eines herabfallenden Lastkörpers auszuschließen, der das Becken beschädigen könnte, sei es durch *das „Herausfallen“* der Brennelementkassette während der Handhabung oder durch das Herabfallen der Transportverpackung des abgebrannten Brennstoffs.

❖ Herabfallen der Brennelementkassette während der Handhabung

Die für den „Noyau Dur“ umgesetzten Maßnahmen dienen dazu, das Herabfallen der Brennelementkassette während des Handhabungsvorgangs zu verhindern. Dabei handelt es sich um Maßnahmen zur Sicherung der Brennelementkassette während des Handhabungsvorgangs auf der Lademaschine auf der Beckenseite des Reaktorgebäudes (PNPP1975), auf der Laufbrücke und auf der Hilfsbrücke des BK (PNPP1913) sowie am Senkwerk auf der Seite des Brennelementlagbeckens (PNPP1620) für die Kernkraftwerke Tricastin und Cruas.

Ergänzend zu diesen Vorkehrungen und außerhalb des „Noyau Dur“ setzt EDF ein ausfallsicheres Verfahren zur sicheren Positionierung der Brennstoffelemente ein, die sich während der Handhabung im Brennstoffbecken befinden, für den Fall eines Ausfalls der Stromversorgung (PNPP1549 „Manuelle Notsteuerungen“).

❖ Sturz einer Transportverpackung

Die Widerstandsfähigkeit der Becken im Falle eines durch ein Erdbeben der Kategorie „Noyau Dur“ verursachten Sturzes einer Transportverpackung wurde nachgewiesen:

- Nach einem Erdbeben der Stufe „Noyau Dur“ bleibt das Verhalten des Brennelementbeckens im linearen elastischen Bereich des Stahlbetons,
- da sich die Materialien im linearen Elastizitätsbereich befinden, ist die Unversehrtheit des Brennelementbeckens im Falle eines durch ein Erdbeben der Stufe „Noyau Dur“ verursachten Sturzes einer Transportverpackung nachgewiesen.

Eine Vorrichtung zur Lastsicherung der Transportbehälter für abgebrannte Brennelemente während des Transports an der Schwerlastbrücke DMK wird eingesetzt (PNPP1913), um das Risiko eines Herabstürzens der Transportbehälter zu verhindern.

Blockspezifischer Teil 4 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Die Änderung PNPP1975 „Erdbebensicherung der Belademaschine“ wird im Block 4 des Kernkraftwerks Blayais nicht umgesetzt, da die Erdbebensicherheit der Belademaschine gemäß SND nachgewiesen ist.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPP1549 „Bringen eines Brennelementbündels in eine sichere Position“ wurde im Block 4 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPP1913 „Erdbebensicherheit der Brücken im Brennstoffgebäude bei einem Hard-Core-Erdbeben“ wird im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4. RP 900 im Block 4 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt.

7.2.2.6 Rückkehr zur Langzeitkühlung „ “

Allgemeiner Teil – Lagerung

Das „Hard-Core“-Verfahren bei Kühlungsverlusten im Brennelementlagerbecken besteht darin, die Restleistung der im Brennelementlagerbecken befindlichen Brennelemente – auch während der Handhabung – durch Verdampfung abzuleiten, wobei diese mittels der „Hard-Core“-Nachspeisung unter Wasser gehalten werden.

Die Wiederherstellung der Kühlung des Brennelementlagerbeckens wird anschließend für „Noyau Dur“-Situationen durch die Inbetriebnahme der Vorrichtung „PTR bis“ spätestens 15 Tage nach Beginn der „Noyau Dur“-Situation gewährleistet. Die Änderung „PTR bis“ (PNPP1907) ist in Abschnitt 3 beschrieben. Die Maßnahme „PTR bis“ entspricht der Vorschrift [PISC-A-III], die von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassen wurde.

Im APR-Zustand führt die Inbetriebnahme des Rücklaufs zur Kühlung durch die Vorrichtung „PTR bis“ zu einem Durchfluss vom Brennelementlagerbecken zum BR-Becken über das Transferrohr, der weitaus höher ist als derjenige, der durch die Wasserzufuhr aus dem „Noyau Dur“-Nachspeisungssystem entsteht (PNPP1714/PNPE1289 und PNPE1258, vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7 – § 7.2.2.2). In diesem Fall ist eine Bor-Nachfüllung erforderlich, um ein potenzielles Risiko eines kritischen Rückflusses aus dem Reaktorkern in den Behälter durch heterogene Verdünnung zu verhindern. Zu diesem Zweck wird von der FARN vor dem Start des PTR bis eine Borierungsvorrichtung (mobile Borierungseinheit) eingesetzt. Diese Anlage ermöglicht es, Bor in einer Konzentration einzuleiten, die über der kritischen Borkonzentration des Kerns im Reaktorbehälter liegt, und so die Borkonzentration im Brennelementlagerbecken anzuheben, wodurch das Risiko einer heterogenen Verdünnung vor der Inbetriebnahme des PTRbis beseitigt wird.

Spezifische Angaben zum Block 4 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais weist im Hinblick auf den Stillstandszustand keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPP1907 „Einrichtung eines diversifizierten mobilen Kühlsystems PTR bis“ wurde im Block 4 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

7.2.3 UNFALLMINDERUNG BEI EINER KERN -SCHMELZE

7.2.3.1 Ziel und Funktionsprinzipien des „ “

Der „Noyau Dur“ gewährleistet die Isolierung des Sicherheitsbehälters und verhindert, dass diese Barriere umgangen wird. Der „Noyau Dur“ sorgt für die Begrenzung des Drucks im Inneren des Sicherheitsbehälters, ohne dass die Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Sicherheitsbehälters geöffnet werden muss.

Die für den Kernkern gewählten Maßnahmen zur Begrenzung radioaktiver Freisetzungen und dauerhafter Auswirkungen auf die Umwelt berücksichtigen den Fall einer vollständigen Kernschmelze und eines Durchbruchs des Reaktorbehälters bei einem der Reaktoren des Standorts.

Die Aufrechterhaltung der Sicherheitshülle und die Begrenzung der Freisetzungen im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze werden insbesondere gewährleistet durch:

- die Isolierung des Sicherheitsbehälters,
- die Ableitung der Restleistung aus dem Sicherheitsbehälter und die Begrenzung seines Drucks durch ein „Noyau Dur“-Kühlsystem (EAS-ND),
- der Beherrschung des Wasserstoffrisikos durch passive autokatalytische Rekombinatoren (RAP),
- die Kühlung des Coriums im Falle eines Reaktorbehälterdurchbruchs, um einen Durchbruch der Fundamentplatte zu verhindern, einschließlich der erneuten Flutung des Reaktorbehälterschachts und des angrenzenden RIC-Raums nach der trockenen Ausbreitung des Coriums.

Die damit verbundenen funktionalen Maßnahmen werden im folgenden Abschnitt vorgestellt. Ergänzend tragen bestimmte, in den Abschnitten 7.3 „Stützfunktionen“ und
7.6 „Auslegung des Hartkerns hinsichtlich von Einwirkungen und deren Folgeeffekten“ tragen zur Minderung von Unfällen mit Kernschmelze bei.

7.2.3.2 Zugehörige Maßnahmen

Allgemeiner Teil – Lagerung

Die zur Minderung des Unfalls mit Kernschmelze ausgewerteten Maßnahmen des „Noyau Dur“ lauten wie folgt:

- EAS-ND (PNPP1811);
- Abfallmanagement bei Unfällen mit Kernschmelze (PNPP1541);
- Einrichtung einer Vorrichtung zur Trockenverteilung und Stabilisierung des Coriums unter Wasser (PNPP1976);
- Verstärkung der Wände zwischen dem internen Kerninstrumentierungsraum (RIC) und dem Bereich der Auffangbecken am Boden des Sicherheitsbehälters des Reaktorgebäudes (PNPP1976);
- Isolierung des Sicherheitsbehälters (eine für den „harten Kern“ durch eine Durchführung verstärkte Komponente);
- Passive autokatalytische Rekombinatoren (Änderung bereits umgesetzt);
- Notstromversorgung eines Lüftungs- und Luftfilterkreises des Kontrollraums durch das DUS über die Stromverteilung des „Noyau Dur“;
- Verbesserung der Zuverlässigkeit der Steuerung der Druckhalterventile (PNXX1721);
- Austausch der SEBIM-Ventilkörper (PNPP1595);
- Stromversorgung der Steuerung der Druckhalterventile durch das DUS;
- Verstärkung der Sichtfenster der Schleuse BR (PNPP1631);

- Erkennung möglicher interner Leckagen am EAS-ND-Wärmetauscher zur Überwachung der Kontaminationsfreiheit der Kaltquelle (Messung auf Basis eines von der FARN eingesetzten mobilen Geräts);
- Einrichtung einer Corium-Ausbreitungsdetektion im RIC-Raum (Reaktorkerninstrumentierung) und elektrische Notstromversorgung durch das DUS (Diesel-Notstromaggregat) für das Thermoelement zur Corium-Ausbreitungsdetektion im RIC-Raum (PNPE1387);
- EAS ND – Mobile Kaltquelle – Einbau von Verankerungspfosten für die Pumpenaggregate der Kaltquelle „Noyau Dur“ (PNPP1972 und PNRL1844);
- Einrichtung einer Messstelle im Sumpf des Reaktorgebäudes (PNPE1386);
- Einbau von Natriumtetraborat-Körben in die Sumpfbecken des Reaktorgebäudes (PNPE1410). Diese Maßnahmen sind

in Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 4: Unfälle mit Kernschmelze beschrieben.

Blockspezifischer Teil 4 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais weist im Hinblick auf den „Palier“-Zustand keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderungen werden in Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 4: Unfälle mit Kernschmelze behandelt. EAS-ND.

7.3 UNTERSTÜTZENDE FUNKTIONEN

7.3.1 -Notstromdiesel (DUS)

Allgemeiner Teil „Palier“

Das Notstromaggregat gehört zu den neuen SSC des „Noyau Dur“. Seine Aufgabe besteht darin, die Funktionen, die eine Stromversorgung benötigen, mit Strom zu versorgen. Der DUS ist in einem neuen Betongebäude (HDU) untergebracht. Die gesamte Anlage ist robust gegen Erdbeben im „Noyau Dur“ (SND) ausgelegt und vor den Gefahren des „Noyau Dur“ (Tornado, Überschwemmung, Blitzschlag) geschützt. Seine Nennleistung beträgt 3050 kWe netto, und EDF installiert in jedem seiner in Betrieb befindlichen Reaktoren einen solchen Generator.

Die DUS-Anlage umfasst die gesamte Ausrüstung zur Stromerzeugung und -verteilung des Gebäudes, in dem sie untergebracht ist:

- Dieselgenerator mit Hilfsaggregaten,
- Hoch- und Niederspannungs-Stromverteilung, Stromquellen und Notstrombatterien für die Steuerung und Überwachung des Stromaggregats und seiner Hilfsaggregate,
- Steuerung und Überwachung der Anlage sowie Kommunikation mit dem Reaktorblock.

Eine elektrische Verbindung zu einer gemeinsamen Blockschalttafel ermöglicht dessen permanente Klimatisierung. Das DUS startet automatisch bei Ausfall seiner permanenten Stromversorgung, um durch Eigenversorgung seine eigene Klimatisierung sicherzustellen und so seine Verfügbarkeit aufrechtzuerhalten. Es verfügt außerdem über ein Belüftungs- und Klimatisierungssystem für die Räumlichkeiten des Gebäudes.

Es sind zudem Anschlussvorrichtungen vorgesehen, um den Anschluss mobiler Einrichtungen zu ermöglichen:

- eine spezielle, vor Witterungseinflüssen geschützte Entleerungsleitung für die Brennstoffnachfüllung,
- ein elektrischer Anschlusskasten für die Verteilung einer 6,6-kV-Stromversorgung,

- eine Anschlussvorrichtung an den Startluftkreislauf des Stromaggregats, um dieses bei Bedarf durch einen mobilen Kompressor notversorgen zu können.

Die Brennstoffautonomie des DUS beträgt bei Volllast 3 Tage. Er ist so ausgelegt, dass er mindestens 15 Tage lang wartungsfrei betrieben werden kann.

Diese Anordnung ermöglicht es an jedem Reaktor eines Standorts, im Falle eines Ausfalls aller externen und internen Stromquellen die Stromversorgung aller Geräte des „Noyau Dur“ im Falle einer „*Noyau* Dur“-Situation sicherzustellen.

Die Installation dieses DUS steht im Zusammenhang mit der Änderung PNPP1666.

Blockspezifischer Teil für Block 4 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Blayais weist hinsichtlich des „Palier“-Zustands keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPP1666 „Notfall-Dieselaggregat“ wurde im Block 4 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

7.3.2 Elektrische Verteilung Kern , fest

Generischer Teil „Palier“

Die von EDF gewählte Auslegung der elektrischen Verteilung des „Noyau Dur“ für die Ausrüstung des „Noyau Dur“ (PNPE1068) erfüllt sowohl:

- dem in den technischen Vorschriften der ASN festgelegten Grundsatz,
- den betrieblichen Anforderungen, insbesondere hinsichtlich der Begrenzung der SOH-Auswirkungen, ohne die Zuverlässigkeit der bestehenden Stromverteilung zu beeinträchtigen.

Die mit dem DUS verbundene elektrische Architektur stellt eine der unterstützenden Funktionen für die SSC des „Noyau Dur“ dar und erfüllt in dieser Hinsicht die Sicherheitsziele des „Noyau Dur“. In diesem Zusammenhang besteht die von der elektrischen Architektur gewährleistete Sicherheitsfunktion darin, die vom DUS oder durch die von der „Force d’Action Rapide Nucléaire“ (FARN) eingesetzten Nachversorgungsmittel gelieferte Energie über eine robuste elektrische Architektur an alle SSC des „Noyau Dur“, einschließlich insbesondere der Leittechnik des „Noyau Dur“ (CC ND), umzuwandeln und zu verteilen.

Die Stromverteilung des Kernbereichs versorgt alle Stellantriebe des Kernbereichs:

- die neuen Geräte (z. B. die EAS-ND-Pumpe des Kernbereichs),
- die bestehenden Anlagen, die zum Kern gehören.

Blockspezifischer Teil von Block 4 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais weist keine Besonderheiten hinsichtlich des „Palier"-Zustands auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPE1068 Band A „Stromverteilung im Kernbereich" wurde im Block 4 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPE1068 Band C „Austausch des Schaltschranks LLJ001CR" wird am Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration spätestens in Phase B „Ergänzungen" der Änderungen des 4 RP 900 vorgesehen ist.

7.3.3 Belüftung der elektrischen „ "-Räume

Allgemeiner Teil – Lagerbereich

Die Belüftung der Elektroräume ist erforderlich, um eine für den Betrieb der in den bestehenden Räumen untergebrachten elektrischen Anlagen des „Noyau Dur" akzeptable Temperatur zu gewährleisten. Die Sicherheitsstellung „Umluftbetrieb" der Frischluftzufuhrventile wird genutzt, ebenso wie eine manuelle Betätigung vor Ort, um diese bei hohen Außentemperaturen auf reinen Frischluftbetrieb umzustellen.

Da die vorhandenen Batterien im Rahmen des „Noyau Dur" genutzt werden, ist eine Belüftung der Batterieräume (DVE-System auf der Ebene CPY) erforderlich, um eine Wasserstoffansammlung nach ihrer Wiederbefüllung durch das DUS zu verhindern. Die Absaugung über Kanal B ist ausreichend, um diese Funktion zu gewährleisten, ebenso wie das Offenhalten der Brandschutzklappen am Auslass von Kanal B.

Im Rahmen der Studien *„Grands* Chauds" und der mit dem „Noyau Dur" verbundenen thermischen Studien werden derzeit Änderungen vorgenommen, um die Effizienz der Klimatisierung der Elektroräume zu verbessern. Um beispielsweise die Abführung der von den elektrischen Anlagen (insbesondere den Niederspannungstransformatoren) abgegebenen Wärme zu verbessern, werden über den Transformatorräumen Abzugshauben installiert, die an das DVL-Netz angeschlossen sind (PNPE1070).

Darüber hinaus werden spezielle Maßnahmen zur Wärmeabfuhr geprüft, um bei Bedarf mittel- und langfristig zufriedenstellende Temperaturbedingungen in bestimmten Räumen des Elektroraums, darunter der Überlebensinsel, in „Noyau Dur"-Situationen mit einem lang anhaltenden Ausfall der normalen Kühlung (Ausfall der Kältequelle) zu gewährleisten (PNPE1459).

Die DVE-Belüftung der Batterieräume wird im Falle eines Erdbebens der Stufe SND verstärkt (PNPE1118).

Die Überlebensinsel ermöglicht die Lagerung und Aufladung von Krisenmanagementausrüstung, die in einer „Noyau Dur"-Situation nützlich sein kann. Um die Möglichkeit des elektrischen Aufladens bestimmter Krisenausrüstung zu gewährleisten, werden in der Überlebensinsel spezielle 220-V-Steckdosen installiert, die durch das DUS mit Notstrom versorgt werden (PNPE1412).

Spezifischer Teil für Block 4 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais weist im Vergleich zum Zustand „Palier" keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands

des Blocks Die Änderungen:

- PNPE1070 „Verbesserung der Konditionierung des DVL MT-BT“,
- PNPE1118 „Erdbebensicherung des DVE-Systems in den „Batterieräumen“,

wurden am Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPE1412 „Einbau von 220-V-Steckdosen im Überlebensbereich, die über das DUS mit Notstrom versorgt werden“ wird am Block 4 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4. RP 900 umgesetzt.

Die Änderung PNPE1459 „Verbesserung der Langzeitkühlung bestimmter Räume des Elektroraums, darunter der Notfallinsel, im Falle eines Ausfalls der Kältequelle“ wird im Rahmen der Phase B „Ergänzungen“ der Änderungen des 4. RP 900 im Block 4 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt.

7.3.4 Leittechnik Kern Dauer

Generischer Teil „Lager“

Die von EDF gewählte Auslegung der Leittechnik für den Betrieb der Anlagen des „Noyau Dur“ (PNPP1688 und PNPE1073) erfüllt sowohl:

- dem in den technischen Vorschriften der ASN festgelegten Grundsatz,
- den betrieblichen Anforderungen, insbesondere hinsichtlich der Begrenzung der SOH-Auswirkungen, ohne die Zuverlässigkeit der bestehenden Steuerungs- und Leittechnik in Frage zu stellen.

Die Maßnahmen, die zur Leittechnik der Anlagen des „Noyau Dur“ beitragen, erfüllen die Anforderungen an die Robustheit gegenüber „Noyau Dur“-Situationen und deren Auswirkungen, sofern diese relevant sind.

Die für die Anlagen des „Noyau Dur“ erforderliche Steuerungs- und Kontrolltechnik besteht aus zwei Teilsystemen:

- einem Teil, der auf der bestehenden Steuerungs- und Leittechnik aufbaut,
- einem Teil, der aus einer neuen Steuerungs- und Kontrollanlage besteht, die den Anforderungen des „Noyau Dur“ entspricht und mit der neu installierten Hardware verbunden ist.

Bei einem Ausfall der Stromversorgung der Schaltanlagen (Quellschaltanlagen des Blocks) erfolgt die Stromversorgung des Kernleitsystems (CC ND) über Spannungen aus den Schaltanlagen der ND-Elektroarchitektur, die dem DUS zugeordnet sind.

Blockspezifischer Teil 4 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais weist im Hinblick auf den Stillstandszustand keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands

des Blocks Die Änderungen:

- PNPE1073 „Einführung eines Hard-Core-Leitsystems für die bestehenden Anlagen“,
- PNPP1688 Band C „Einführung eines Hard-Core-Leitsystems für neue Anlagen“,

wurden am Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPP1688 Band D „Hard-Core-Leitsystem – Neue Phase B“ wird am Block 4 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration spätestens in Phase B „Ergänzungen“ der Änderungen des 4 RP 900 vorgesehen ist.

7.3.5 Kernwasserquelle „ “ (Hartkern)

Generischer Teil „Lager“

Die Wasserquelle für den Hartkern ermöglicht die Wasserversorgung des ASG-Behälters der Sekundärkühlung des Hartkerns sowie die Nachspeisung der Brennstoffbecken. Diese Wasserquelle für den Hartkern ist robust gegen die auf den Hartkern einwirkenden aggressiven Stoffe ausgelegt (siehe § 7.6).

Der Aufbau der Wasserquelle für den Hartkern (PNPP1714/PNPE1289 und PNPE1258) fügt sich in den Gesamtaufbau des Hartkern-Nachspeisungssystems ein, das Folgendes umfasst:

- eine Wasserquelle aus einer Grundwasserentnahme oder einem Speicher, die je nach Standort bei Bedarf mit einer Pumpanlage ausgestattet ist,
- eine in den Kernkraftwerksblock integrierte Abschnittsschaltanlage, in der die Ventile zusammengefasst sind, die zur Versorgung der verschiedenen Verbraucher betätigt werden müssen,
- eine Versorgung sowie eine Filteranlage (falls erforderlich),
- eine Stromversorgung des Pumpsystems, die durch das DUS abgesichert ist (je nach Standort erforderlich).
- robuste unterirdische Leitungsnetze für die Wasser- und Stromversorgung der Pumpanlagen (falls erforderlich).

Die Wasserquelle für die „Noyau Dur“-Nachspeisung muss die Versorgung des ASG-Behälters sowie des Brennstoffbeckens mit Rohwasser gemäß den folgenden Anforderungen gewährleisten:

- vorgesehene Einsatzdauer: 15 Tage ohne wartungsbedingte Unterbrechungen,
- Autonomie vor Ort: 3 Tage ohne Einsatz der FARN,
- Wasserqualität: Rohwasser (ggf. gefiltert), das mit den Betriebsmerkmalen der MPS ASG kompatibel ist und über 15 Betriebs-Tage hinweg aufbereitet wird.

Spezifischer Teil zu Block 4 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPE1258 (außer Bände J und L) „Einbau der ASG-ND-Vorrichtung und der festen Nachspeiseleitung für das BK-Becken durch SEG“ wird im Block 4 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration spätestens in Phase B des 4 RP 900 vorgesehen ist.

Die Änderung PNPE1258, Band L, „Maßnahme zur Gewährleistung der Robustheit der Steuerung (RCM) der Regelventile ASG012/014/016VD aus dem Kontrollraum heraus unter Hard-Core-Bedingungen“ wird im Block 4 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration spätestens in Phase B „Ergänzungen“ zum 4 RP 900.

Die Änderung PNPP1714 „Wasserquelle für die Kern-Notkühlung“ wird im Rahmen eines spezifischen Zeitplans im Block 4 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt, wobei die Integration spätestens im April 2026 vorgesehen ist. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung im Hinblick auf ihre Berücksichtigung in den Kumulierungsstudien des MDTE werden spätestens bei VD4 + 2 Jahre berücksichtigt.

7.4 DIE NUKLEARE SCHNELLEEINSATZTRUPPE (FARN)

Die Nukleare Schnellreaktionskraft (FARN) ist dafür zuständig, Material und Personal bereitzustellen, um die Teams eines Kernkraftwerks bei der Bewältigung einer Krise mit der Gefahr einer Freisetzung in die Umwelt zu unterstützen.

Über die Mobilisierung der FARN entscheidet der Nationale Krisendirektor (PCD-N) im Rahmen der Auslösung eines internen Notfallplans (PUI). Die FARN wird unter dem Dach der Nationalen Krisenorganisation der EDF eingesetzt. Der Einsatzleiter vor Ort (FARN-D) leitet den Einsatz der FARN in Abstimmung mit dem lokalen Krisenstab (Entscheidungsleitstelle) und unter der Aufsicht des Kraftwerksleiters, der die Verantwortung als Kernkraftwerksbetreiber trägt.

Diese nationale Verstärkung der EDF erfolgt in Form von vier FARN-Konvois, die von den Kraftwerken Bugey, Civaux, Dampierre und Paluel aus starten. Ergänzt wird dieser Einsatz durch ein Aufklärungsteam, das vom FARN-Stab mit Sitz im Großraum Paris entsandt wird. Spezielle Einsatzmittel können zudem von einem nationalen Lagerstandort im Departement Oise herangeschafft werden.

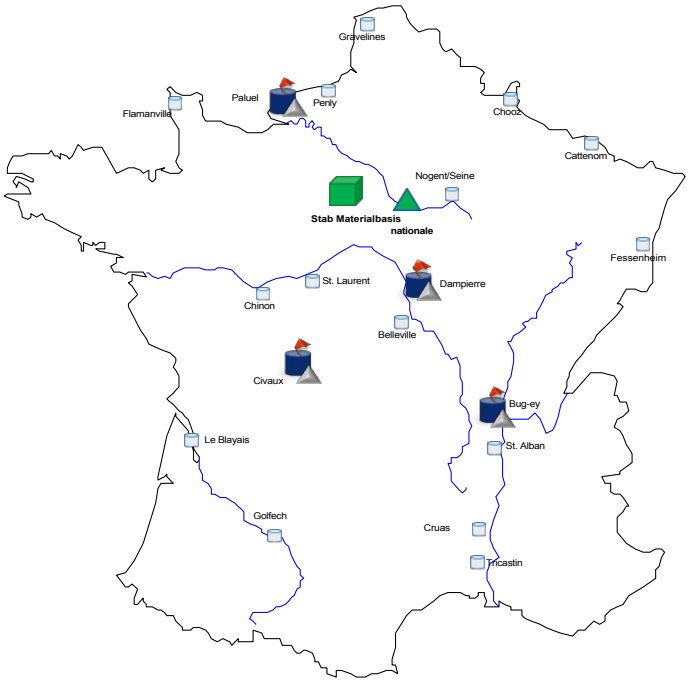
Ab dem Zeitpunkt ihrer Alarmierung erreichen die FARN-Teams den Standort in weniger als 12 Stunden, und die Verstärkungsressourcen werden spätestens 24 Stunden nach ihrer Alarmierung in Betrieb genommen.

Die FARN ist so ausgelegt, dass sie gleichzeitig Unterstützungsaufgaben für sechs Reaktoren übernehmen kann. Ein Teil der FARN-Teams ist zudem in der Lage, das Schichtteam zu unterstützen und es in einer stabilisierten Situation abzulösen, bis die „Palier“-Solidarität (Verstärkung durch Betriebspersonal eines anderen Kraftwerks derselben Leistungsstufe) eintrifft. Die FARN kann zudem Umweltüberwachungssender mit Satellitenübertragung einsetzen.

Die Unterstützungsaufgaben für den „Noyau Dur“ umfassen:

- die Versorgung mit Kraftstoff und Öl für die Notstromdiesel (DUS) und den Stromgenerator des lokalen Krisenzentrums (CCL) ab dem dritten Tag,
- die Wasserauffüllung der Wasserreserve des „Noyau Dur“ (PNPP1714/PNPE1289 und PNPE1258, vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7 – § 7.2.2.2):
    - ab dem dritten Tag, wenn es sich um einen neuen Speicher handelt oder wenn die „Noyau Dur“-Ergänzung ganz oder teilweise ersetzt wird (PNPP1714/PNPE1289 und PNPE1258, vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7 – § 7.2.2.2),
    - frühestens 3 Tage nach Beginn des Übergangs, wenn die Wasserquelle für die „Noyau Dur“-Nachspeisung aus einem Grundwasserbrunnen besteht,
- die Druckluftzufuhr für den SAR-Kreislauf vor Ablauf von 36 Stunden,
- die Anlieferung und Inbetriebnahme der „Source Froide Noyau Dur“ (SF-ND) zur Kühlung der EAS-ND- oder PTR-bis-Anlagen,
- die Anreise der lokalen Teams zum Kraftwerk im Isolationszustand,
- die Unterstützung der Teams vor Ort bei der Einrichtung und Überwachung der MLC (lokale Krisenmaßnahmen).

Die FARN-Ressourcen verteilen sich auf vier regionale Stützpunkte (Bugey, Civaux, Dampierre, Paluel), ein nationales Materiallager (in St. Leu d’Esserent im Departement Oise) und einen Stab im Großraum Paris.



Aufteilung der FARN

Ein regionaler FARN-Dienst umfasst etwa 70 Einsatzkräfte, darunter 14 Einsatzkräfte, die jede Woche Bereitschaftsdienst leisten. Jeder regionale Dienst verfügt über die gleiche Ausrüstung.

Die FARN ist so ausgelegt, dass sie in den ersten 72 Stunden völlig autonom agieren kann.

In ihrem Einsatzplan sieht die FARN eine Bündelung der Ressourcen an einem Stützpunkt (der bereits in den ersten Stunden der Krise festgelegt wird) vor, der sich in einem Umkreis von 20 bis 30 km um das Kraftwerk befindet.

Die Zuverlässigkeit der operativen Reaktion der FARN beruht auf vier Säulen:

- einsatztaugliche, robuste und einfach zu bedienende Ausrüstung,
- Kompetenzen, die auf Einsätze unter schwierigen Bedingungen zugeschnitten sind,
- robuste Methoden, die eine Anpassung an die jeweiligen Situationen ermöglichen,
- regelmäßige Schulungen zur Beherrschung der Methoden und Werkzeuge.

Die Einsatzmethoden der FARN legen den Schwerpunkt auf die Anpassungsfähigkeit der Teams an verschiedene Einsatzszenarien: Zerstörung der Infrastruktur und Isolierung des Standorts, teilweise oder vollständige Nichtverfügbarkeit lokaler Teams sowie radiologische und chemische Risiken.

Um diesen Anforderungen gerecht zu werden, wird bei der Auswahl der mobilen Ausrüstung Wert auf robuste und langlebige Geräte gelegt, wobei die gesamte damit verbundene Logistik (Transport, Nachschub) berücksichtigt wird. Die Ausrüstung muss so standardisiert wie möglich, leicht austauschbar und einfach einzusetzen sein. Sie muss für den Transport auf der Straße, auf dem Luftweg und per Binnenschiff geeignet sein. Auch die Interoperabilität mit anderen Akteuren im Kriseneinsatz wird angestrebt (Feuerwehr, Zivilschutz, Militär).

Die Mehrheit der FARN-Teammitglieder übt in ihrem Stammkraftwerk zudem einen anderen Beruf aus (Anlagenführung, Instandhaltung, Logistik, Strahlenschutz …). Nach einer sechswöchigen Grundausbildung widmen sie ihrer Tätigkeit bei der FARN 20 Wochen pro Jahr. Diese Tätigkeit umfasst die Aufrechterhaltung der Betriebsbereitschaft der Ausrüstung, regelmäßiges Training sowie mehrere umfassende Situationsübungen pro Jahr.

Die so definierte und aufgebaute FARN-Organisation ist bei EDF seit Ende 2015 voll einsatzfähig.

7.5 LOKALES KRISENZENTRUM

Allgemeiner Teil „Stufe“

Das Ziel des Lokalen Krisenzentrums (CCL) besteht darin, dem Betreiber des Kernkraftwerks die langfristige Bewältigung einer schweren Krise (insbesondere eines Krisenmanagements, das mehrere Reaktoren betrifft) zu ermöglichen. Es gewährleistet im Krisenfall eine angemessene Erreichbarkeit, Autonomie und Bewohnbarkeit und ist so ausgelegt, dass es den für den „harten Kern“ festgelegten externen Einwirkungen standhält.

Das CCL schützt seine Nutzer vor radioaktiver Strahlung von außen und innen (Kontamination). Zu diesem Zweck verfügt das CCL über einen baulichen passiven Schutz, der auf der Grundlage der maximalen Strahlungswerte außerhalb des Standorts ausgelegt ist, sowie über eine Filteranlage, die den Gehalt an Kontaminations- und Strahlungsquellen im Falle einer Freisetzung infolge eines Unfalls mit vollständiger Kernschmelze in einem Reaktorblock des Standorts reduziert. Das CCL verfügt über einen Dekontaminationsbereich. Die Modalitäten für die Behandlung von Abwässern und Abfällen (kontaminiert oder nicht) ermöglichen eine Anpassung an die äußere Situation, insbesondere um die dosimetrischen Bedingungen im Inneren nicht zu verschlechtern, falls die äußere Umgebung besonders stark kontaminiert sein sollte.

Das CCL ist zudem so ausgelegt, dass es seine Bewohner vor chemischen Gefahren schützt.

Das CCL verfügt über eine zentrale Überwachung aller für das Krisenmanagement erforderlichen Informationen aus allen Blöcken des Standorts. Die Weiterleitung der Informationen aus den Blöcken erfolgt automatisch. Organisatorische Vorkehrungen ermöglichen die Weiterleitung der für das Krisenmanagement relevanten Daten, falls die Informationsübermittlung nicht mehr gewährleistet sein sollte (insbesondere durch diversifizierte drahtgebundene oder satellitengestützte Telekommunikationsmittel oder sogar durch autonome Telekommunikationsmittel wie Satellitentelefone).

Das CCL verfügt über eine autonome Stromversorgung, die durch ein Notstromaggregat (GES) und Batterien gewährleistet wird. Ohne jeglichen Eingriff vor Ort beträgt die Autonomie des Aggregats bei Volllast 72 Stunden (Kraftstoff, Schmiermittel). Darüber hinaus erfolgt bei Bedarf eine Nachfüllung durch die FARN.

Konstruktionsbedingt ist die Einsatzdauer des NNS ohne Wartungsarbeiten, die eine Abschaltung des Aggregats erfordern, auf 15 Tage festgelegt. Das CCL verfügt über einen Anschluss („Plug“), über den die FARN die für die Stromversorgung des CCL erforderlichen Geräte von außen anschließen kann.

Spezifischer Teil zu Block 4 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Das Risiko durch das Vorhandensein einer Fluorwasserstoffwolke aufgrund der industriellen Umgebung wird wie folgt berücksichtigt:

- Kein Ein- und Ausgang von Personal aus dem CCL, solange die Wolke besteht (gemäß dem PUI für toxische Stoffe);
- Umschaltung in den „Containment“-Modus (statische Abschottung des Gebäudes ohne Luftaustausch) für die Dauer des Vorfalls (in der Größenordnung von einer Stunde), wobei die Aktivierung dieses „*Containment*“-Modus durch einen Befehl erfolgt, der vom Alarmempfänger (entweder vom Hauptzugangsposten oder von der zentralen Schutzzentrale) ausgelöst wird.

Bilanz zum Zustand des Blocks

Die Bauarbeiten am CCL von Blayais sind Gegenstand folgender Änderungen:

- PNPP1770 „Lokales Krisenzentrum Blayais“,
- PNPP1683 „Weiterleitung von Blockinformationen an das lokale Krisenzentrum“,

Sie werden im Rahmen eines speziellen Zeitplans im Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais eingesetzt

, wobei die Integration unter Einhaltung der ersten Frist von [ND-C] vorgesehen ist.

7.6 AUSLEGUNG DES HARTE KERNES GEGENÜBER BELASTUNGEN UND IHREN FOLGEN

Der Kernbereich muss für extreme Einwirkungen ausgelegt sein (d. h. solche, deren Schweregrad den im Sicherheitsreferenzrahmen der Anlagen berücksichtigten deutlich übersteigt), die als Einwirkungen auf den Kernbereich bezeichnet werden. In den folgenden Abschnitten werden die bei der Auslegung berücksichtigten Einwirkungen sowie deren Merkmale und die entsprechenden Schutzmaßnahmen aufgeführt.

Die berücksichtigten extremen natürlichen äußeren Einwirkungen sind Erdbeben, Überschwemmungen und Tornados.

7.6.1 Erdbeben des „ -Kerns“

Allgemeiner Teil – Lagerung

❖ **Das Risiko**

Das für den „Noyau Dur“ zu berücksichtigende extreme Erdbebenmaß wird durch die technischen Vorschriften ECS-ND7 der Entscheidungen Nr. 2014-DC-0395, 0398, 0401, 0402, 0406, 0411 und 0412 der Behörde für nukleare Sicherheit und Strahlenschutz vom 21. Januar 2014 festgelegt, die jeweils für die Standorte Blayais, Chinon, Cruas, Dampierre, Gravelines, St. Laurent und Tricastin gelten:

„Die bei den Sicherheitskriterien (SSC) des Kernbereichs zu berücksichtigende Erdbebengefährdung, die durch ein Antwortspektrum definiert ist, muss:

- *die Hüllkurve des standortspezifischen Sicherheits-Erdbebens (SMS) bilden, erhöht um 50 %,*
- *die Hüllkurve der probabilistisch definierten Standortspektren mit einer Wiederkehrperiode von 20.000 Jahren bilden,*
- *bei seiner Definition die besonderen Standortbedingungen und insbesondere die Bodenbeschaffenheit berücksichtigen.“*

Die so definierten Spektren werden als „SND“ (Kernbereichs-Erdbeben) bezeichnet. Diese seismischen Spektren sollen erhebliche Sicherheitsmargen gegenüber dem standortbezogenen Sicherheits-Erdbeben (SMS) bieten.

❖ **Nachweisverfahren und durchgeführte Verstärkungsmaßnahmen**

Wenn das SND das Bemessungsbeben überschreitet, werden die bestehenden SSC anhand von Leitfäden zur Erdbebensicherheit entsprechend den Materialgruppen auf ihre Robustheit gegenüber dem „Séisme Noyau Dur“ (SND) des betreffenden Standorts überprüft und bei Bedarf verstärkt.

Die Ermittlung der SSC, die Verstärkungen erfordern, um die Robustheit gegenüber dem von EDF in Anwendung der Vorschrift [ECS-ND7] definierten Erdbebenrisikoniveaus zu gewährleisten, entspricht der technischen Vorschrift [AGR-F-I], die von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassen wurde.

Sollten Verstärkungen bestehender sicherheitsrelevanter Komponenten erforderlich sein, werden die Änderungen im Rahmen der Vorschrift [AGR-F-II] integriert. Diese Änderungen sind im Abschnitt *„Besonderheiten des Blocks“* aufgeführt.

Für die Reaktoren in Blayais, Bugey, Chinon, Cruas und Tricastin hat EDF als Reaktion auf die Vorschrift [AGR-F-III] ergänzende Studien durchgeführt und eine Liste der zu verstärkenden SSC erstellt, um höheren seismischen Gefahrenstufen als dem SND gerecht zu werden und dabei die Unsicherheiten bei der Bestimmung des Extremereignisses sowie mögliche standortspezifische Auswirkungen zu berücksichtigen. Die Liste der durchzuführenden Verstärkungsmaßnahmen wurde zusammen mit dem entsprechenden Zeitplan übermittelt.

Für die neuen Sicherheitskomponenten des „Noyau Dur“, die Gegenstand gesonderter Projekte sind, wird ein gegenüber dem *„SND“*-Spektrum erhöhtes Spektrum zugrunde gelegt.

Spezifischer Teil zu Block 4 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Das Erdbebenniveau von Blayais wurde gemäß der technischen Vorschrift ECS-ND7 der Entscheidung Nr. 2014-DC-00395 festgelegt. Daher werden Robustheitsstudien erstellt, um die Beständigkeit der sicherheitsrelevanten Komponenten des Kernbereichs gegenüber dem SND-Erdbeben nachzuweisen.

Nach Abschluss der Studien zur seismischen Robustheit auf SND-Niveau führt EDF folgende Verstärkungsmaßnahmen am Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais durch:

- Erdbebensicherheit (SND) und Tornadosicherheit der Belüftungssysteme des Kernbereichs (PNPE1358),
- SND-Robustheit der Rohrleitungen (PNPE1332),
- SND-Beständigkeit der elektrischen Ausrüstung und der Steuerungs- und Kontrollsysteme (PNPE1357),
- SND-Robustheit der Messtechnik (PNPE1478),
- SND-Beständigkeit der Kabelkanäle (PNPE1285),
- Verstärkung des Hauptprimärkreislaufs und des Hauptsekundärkreislaufs im SND-Betrieb (PNPE1333),
- Robustheit gegenüber SND mehrerer Messketten, die für den Betrieb im Hard-Core-Zustand erforderlich oder nützlich sind, mit Weiterleitung in den Kontrollraum, wie z. B. die Messungen der Beckenfüllstände (PNPE1128, PNPP1824, PNPP1907), Messungen zur Wirksamkeit der Hochdruckborierung (PNPE1298), eine spezifische Füllstandsmessung in den BR-Sammelbecken (PNPE1386), Messungen, die einen Ausfall der Sicherheitskaltquelle anzeigen (PNPE1305), sowie Messungen, die die Erkennung eines signifikanten Erdbebens und die automatische Abschaltung des Reaktors bei einem signifikanten Erdbeben ermöglichen (PNPE1115),
- RRB-Trassierung und Austausch der Füllstandsmessungen der PTR-Abdeckung (PNPE1336),
- Verbesserung der elektrischen Isolierung zwischen der Polaritätseinheit und den TOR-Eingängen des KIT (PNPP1925),
- Aufrechterhaltung der geschlossenen Position der Rücklaufleitung an der Dichtung Nr. 1 GMPP im Hard-Core- und H3-Zustand (PNRS1021).

Zustandsbilanz des Blocks

Änderungen:

- PNPE1333 Band A „Erdbebensicherung des Hauptprimärkreislaufs, des Hauptsekundärkreislaufs und der DRR-Halterung im Hard-Core-Betrieb“,
- PNPP1907 „Einrichtung eines diversifizierten mobilen Kühlsystems PTRbis“,
- PNPP1925 „Verbesserung der elektrischen Isolierung zwischen der Polaritätseinheit und den digitalen Eingängen des KIT (zentrale Informationsverarbeitung)“,

wurden am Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderungen:

- PNPE1115 „Automatischer Reaktorabschaltbefehl bei Erdbeben und Meldung eines signifikanten Erdbebens, robust gegenüber einem Kernerdbeben“,
- PNPE1128 „‚Alles-oder-Nichts‘-Füllstandsmessungen im Reaktorbecken“,
- PNPE1285 „Erdbebensicherheit der Kabeltrassen bei einem ND-Erdbeben“,

- PNPE1298 „Robustheit gegenüber einem Kernerdbeben der Informationen zur Wirksamkeit der Hochdruckborierung“,
- PNPE1305 „Einführung einer gegen Erdbeben im Kernbereich robusten Erkennung einer H1-Situation“,
- PNPE1332 „Erdbebensicherheit der Rohrleitungen im ND-Bereich“,
- PNPE1336 „RRB-Trassierung und Austausch der Füllstandsmessungen der PTR-Abdeckung“,
- PNPE1357 „Erdbebensicherheit (ND) der elektrischen Ausrüstung und der Steuerungs- und Kontrollsysteme“,
- PNPE1358 „Erdbebensicherheit (SND) und Tornadosicherheit der Belüftungssysteme des Kernbereichs“,
- PNPE1478 „SND-Beständigkeit der Messtechnik“,
- PNPP1824 „Einbau einer analogen Füllstandsmesskette für das BK-Brennstoffbecken“,

werden im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4. RP 900 im Block 4 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt.

Die Änderung PNPE1333 Band B „Erhöhung der Erdbebensicherheit des Hauptprimärkreislaufs, des Hauptsekundärkreislaufs und der SND-Halterungen“ wird am Block 4 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration spätestens in Phase B des 4. RP 900 vorgesehen ist.

Die Änderungen:

- PNPE1386 „Einrichtung einer Messstelle im Sumpf des Reaktorgebäudes“,
- PNPE1600 „Anschluss der BR-Hochfluss-Gamma-Kette an eine ND-Stromversorgung“,
- PNRS1021 „Aufrechterhaltung der geschlossenen Position der Rücklaufleitung an der Dichtung Nr. 1 GMPP im Hard-Core- und H3-Zustand“,

werden im Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen der Phase B „Ergänzungen“ der Änderungen des 4. RP 900 umgesetzt.

7.6.2 Externe Überflutung des Kerns -Hartkern

Generischer Teil Lager

❖ **Das Risiko**

Es werden zwei Phänomene externer Überflutung berücksichtigt:

- externe Überschwemmungen im Zusammenhang mit dem Anstieg des Wasserstands der Kaltwasserquelle,
- Überschwemmungen durch direktes Überlaufen auf die Plattform infolge starker Regenfälle oder infolge des Versagens von Wasserbauwerken auf der Plattform (im Rahmen der durch das Erdbeben ausgelösten Auswirkungen).

<u>Externe Überschwemmungen im Zusammenhang mit dem Anstieg des Wasserstands der Kaltquelle</u>

Bei externen Überschwemmungen im Zusammenhang mit dem Anstieg des Wasserstands der Kaltquelle werden für die Dimensionierung der Schutzmaßnahmen der SSC des Kernbereichs folgende Situationen berücksichtigt:

- Hochwasser, dessen Abfluss um 30 % über dem des erhöhten Jahrtausendhochwassers liegt,
- extremer Meeresspiegel für Standorte an der Küste, der sich aus einer pauschalen Erhöhung des gemäß dem ASN-Leitfaden Nr. 13 ermittelten Referenzpegels ergibt, unter Berücksichtigung der Auswirkungen eines hundertjährigen Seegangs, der auf den so erhaltenen statischen Pegel übertragen wird,

- Auswirkungen eines Erdbebens der Stufe SND auf die an den Standort angrenzenden Kanaldämme (Sonderfall des Kernkraftwerks Tricastin),
- mehrfache Dammbrüche stromaufwärts des Standorts infolge eines Erdbebens für die betroffenen Flussstandorte.

Überschwemmungen durch direktes Überlaufen auf die Plattform

Bei Überschwemmungen durch direktes Überlaufen auf die Plattform werden für die Dimensionierung der Schutzmaßnahmen der SSC des „Noyau Dur“ folgende Situationen berücksichtigt:

- Starkregenereignisse (PFI), deren Intensität doppelt so hoch ist wie die im Referenzsystem berücksichtigten PFI mit einer Wiederkehrperiode von 100 Jahren,
- Starkregenereignisse in Verbindung mit einer vollständigen Verstopfung der Gullys des Regenwasserableitungsnetzes,
- durch ein Erdbeben ausgelöste Überschwemmung, die über die Vorgaben des Referenzrahmens hinausgeht und zum Einsturz von Wasserbauwerken auf dem Gelände führt.

❖ Naturereignisse im Zusammenhang mit der Überschwemmung

Extremer Wind

Die Winde, die mit externen Überschwemmungssituationen des „Noyau Dur“ durch einen Anstieg des Wasserstands der Kaltwasserquelle (ohne Flusshochwasser) oder durch direktes Überlaufen auf die Plattform einhergehen, gelten im stationären Zustand als laminar. Sie sind regionaler Natur und dauern einige Stunden an, wobei die Windgeschwindigkeiten in der Spitze einen Wert von 200 km/h erreichen können.

In der Praxis kann sich die Überprüfung der Sicherheitsanforderungen des „Noyau Dur“ hinsichtlich extremer Winde durch Entkopplung auf die für das Tornado-Risiko durchgeführte Überprüfung stützen.

Blitzschlag

Für alle Standorte werden die Funktionen des „Noyau Dur“ unter Berücksichtigung eines extremen Blitzrisikos mit folgenden Merkmalen überprüft:

Diese Werte beinhalten erhebliche Sicherheitsmargen im Vergleich zu den aktuellen Normen.

Der gewählte maximale Strom von 300 kA umfasst eine erhebliche Sicherheitsmarge von 50 % gegenüber dem höchsten Wert, für den die Normen NF EN 62305-3 und 62305-4 die Schutzmaßnahmen dimensionieren (200 kA).

Hagel

Für alle Standorte werden die Funktionen des „Noyau Dur“ unter Berücksichtigung eines Hagelrisikos mit den folgenden Merkmalen überprüft, und gegebenenfalls werden Änderungen vorgenommen:

- Durchmesser: 50 mm;
- Geschwindigkeit: 32 m/s;
- Dichte: in der Größenordnung von 0,9 g/cm³.

❖ Umgesetzte Schutzmaßnahmen

Gebäude, in denen sich SSC des Kernbereichs befinden, sind geschützt:

- vor Überschwemmung durch Überlaufen auf die Plattform durch den unteren Nahschutz,
- vor Überschwemmung durch Anstieg der Kaltwasserquelle:

- entweder durch den hohen Nahschutz, der die Gebäude schützt,
- entweder durch den oberen Nahschutz, der die Gebäude schützt, oder durch

Niedriger Nahschutz

Der niedrige Nahschutz (PNPP1675) besteht darin, die Öffnungen im Oberbau des Reaktorblocks und der Pumpstationen, die unterhalb der festgelegten Entkopplungsebenen liegen, durch das Abdichten der Durchführungen und das Anbringen von Schwellen und Dammbalken an den Türen zu schützen.

Da Ereignisse, die zu einem Überlaufen auf die Plattform führen, nicht vorhersehbar sind, sind Schutzvorrichtungen, die ein massives Eindringen von Wasser durch Überlaufen von der Plattform in die Gebäude mit SCC „Noyau Dur“, die Dieselräume und die Pumpstation verhindern sollen, um das Risiko eines Ausfalls der Kühlquelle und der Stromquellen („H1/H3“) zu vermeiden, daher ständig vorhanden.

Nahschutz der Stufe „Hoch“

Der hochgradige Nahschutz stützt sich infrastrukturell auf den volumetrischen Schutz (PV) außerhalb der Pumpstation und der Dieselgebäude. Er besteht zum einen darin, den Umfang des Kernkraftwerksblocks im Bereich des volumetrischen Schutzes außerhalb der Dieselräume in der Überbauung abzudichten, und zum anderen darin, die neuen Schnittstellen in der Infrastruktur zwischen dem Umfang des Kernkraftwerksblocks im Bereich des volumetrischen Schutzes außerhalb der Dieselräume und den anderen Gebäuden und Stollen des volumetrischen Schutzes durch den Einbau von Dammwänden und wasserdichten Türen abzudichten.

Die Phänomene, die zu einem Anstieg der Kaltquelle führen, sind vorhersehbar. Die Schutzvorrichtungen, die ein massives Eindringen von Wasser in den auf den „Noyau Dur“-Umfang des Kerninsels begrenzten Raum des Druckbehälters verhindern sollen, stehen in unmittelbarer Nähe der Installationsbereiche zur Verfügung und sind so konzipiert, dass sie schnell und ohne schwere Hebezeuge eingesetzt werden können.

Die Umsetzung dieser Schutzmaßnahmen wird im Abschnitt über die spezifischen Blockstudien dargestellt, da sie standortabhängig sind.

Peripherieschutz

Die Analyse des peripheren Schutzes und die sich daraus ergebenden möglichen Änderungen werden im Abschnitt über die spezifischen Blockstudien dargestellt, da sie standortabhängig sind.

Deiche an Standorten am Flussufer

Um ein Überlaufen der Kühlwasserquelle abzudecken, das durch ein Erdbeben verursacht werden könnte, das die Auslegungsgrenzen überschreitet, wurden für die Standorte *„am* Flussufer“ ergänzende Untersuchungen durchgeführt:

- um die Erdbebensicherheit der Deiche an Standorten an Kanalufern zu bestimmen, deren Höhe über dem Niveau der Plattform liegt (wie im Fall des Standorts Tricastin).
- um die Auswirkungen mehrerer Dammbrüche zu analysieren (die sich entweder im selben Tal oder in parallelen Tälern stromaufwärts des Standorts befinden).

Die Ergebnisse der Studien und die sich daraus ergebenden möglichen Änderungen werden im Abschnitt über die blockbezogenen Studien dargestellt, da sie standortabhängig sind.

Block-spezifischer Teil 4 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

- Peripherer Schutz:

Für das Kernkraftwerk Blayais: die durch die Änderung PNPP1944, Band A, erhöhte Umzäunung auf der Seite des Sumpfgebiets, die Erhöhung der Pumpstation gemäß PNPP1944 Band B und die Abdichtung der Wellen der Filtertrommeln gemäß PNPE1213 sowie die künftige Verstärkung der Wellenbrecherwand an der Gironde-Fronte gemäß PNPE1280 dem Ziel, die Gebäude, in denen sich die SSC Noyau Dur befinden, vor dem Überlaufen der Kaltwasserquelle zu schützen.

- Niedriger Nahschutz:

Für das Kernkraftwerk Blayais ermöglicht der volumetrische Schutz, ergänzt durch den unteren Nahschutz (PNPP1675) im Überbau, die Bewältigung der für den „Noyau Dur“ vorgesehenen Szenarien (Überlaufen auf die Plattform).

- Hoher Nahschutz:

Das Kernkraftwerk Blayais ist aufgrund der Dimensionierung des peripheren Schutzes nicht vom hohen Nahschutz betroffen.

Zusammenfassung des Zustands

des Reaktorblocks Änderungen:

- PNPP1675 „Schutzmaßnahmen gegen extreme Überschwemmungen durch direktes Überlaufen auf die Plattform“,
- PNPP1944 „Erhöhung des peripheren Hochwasserschutzes gegen externe Hochwasser im Blayais“,
- PNPE1213 „Abdichtung der Antriebswelle der Filtertrommel“,
- PNPE1280 „Erhöhung der Wellenbrecherwand“,

wurden am Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

7.6.3 Tornado-Kern „ “ (hart)

Allgemeiner Teil „Lager“

❖ **Das Risiko**

Die Bewertung des Gefahrenpotenzials stützt sich auf einen Ansatz, der auf den Erfahrungen mit in Frankreich beobachteten Tornados basiert. Dieser Ansatz führt zu folgender Festlegung:

- einen Tornado der Intensität EF3 auf der Enhanced-Fujita-Skala (EF) an den Standorten Blayais, Chinon, Saint-Laurent, Dampierre, Tricastin und Cruas;
- einen Tornado der Intensität EF4 für Standorte in Gebieten, die durch einen REX gekennzeichnet sind, in dem ein Tornado der Intensität EF5 oder mehrere Tornados der Intensität EF4 in einem Umkreis von 50 km beobachtet wurden. Der einzige betroffene Standort des Palier 900 MWe ist Gravelines.

❖ **Umgesetzte Schutzmaßnahmen**

Die Änderungen sind spezifisch für jede der zu schützenden Anlagen oder zu verstärkenden Strukturen (PTR-Planen, bestimmte für die Versorgung der ASG-Plane erforderliche Ausrüstung, bestimmte Öffnungen im Tiefbau usw.).

Die von EDF im Hinblick auf den Tornado „Noyau Dur“ vorgesehenen Schutzmaßnahmen (nicht erschöpfende Liste) umfassen Metallbleche, Gitterroste, Netze und Stahlkonstruktionen (PNPE1119). EDF führt außerdem eine Änderung durch, die die Tornado-Beständigkeit der Lüftungskanäle gewährleistet (PNPE1358), sowie eine Änderung, die verhindert, dass nicht auf dem Dach der DUS befestigte Ausrüstungsgegenstände im Falle eines Referenz-Tornados und eines „Noyau Dur“-Tornados zu aggressiven Einwirkungen auf die EIPS des DUS-Daches werden (PNPE1481).

Spezifischer Teil zu Block 4 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands

des Blocks Die Änderungen:

- PNPE1358 „SND-Beständigkeit der Lüftungssysteme und Tornado-Beständigkeit der Lüftungskanäle“,
- PNPE1481 „Maßnahmen an nicht befestigten Elementen auf dem Dach des DUS“,

werden im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4 RP 900 am Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt.

Die Änderung PNPE1119 „Passiver Schutz des Kernkraftwerksbereichs vor Tornados“ wird spätestens zum Stichtag [ND-C] am Block 4 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt.

7.6.4 Auswirkungen natürlicher Phänomene auf den Standort, die über das Auslegungs hinausgehen

Allgemeiner Teil – Lagerung

Der „Noyau Dur“ muss gegenüber den potenziell durch die betrachteten „Noyau Dur“-Ereignisse verursachten Auswirkungen widerstandsfähig sein: Die potenziell durch den Ausfall von Nicht-„Noyau Dur“-Ausrüstung infolge eines der betrachteten Naturphänomene verursachten Auswirkungen dürfen die Funktionen des „Noyau Dur“ nicht beeinträchtigen.

Die berücksichtigten Auswirkungen sind die folgenden Phänomene:

- Laststurz,
- Stöße von anderen Komponenten und Strukturen,
- direkte Schwingungsausbreitung von Hochdruckrohrleitungen,
- Überschwemmung,
- Explosion,
- Brand.

Der zur Überprüfung der Robustheit des „Noyau Dur“ gegenüber induzierten Auswirkungen angewandte Ansatz ist pragmatisch, stützt sich auf realistische, der Herausforderung angepasste Methoden und Annahmen und zielt darauf ab, die Analysebemühungen auf die Hauptrisiken zu konzentrieren.

Das vorrangige Ziel ist die Vermeidung von Sekundäreffekten, die die Erfüllung der Kernfunktionen gefährden könnten. Der Umfang des Ansatzes wird durch eine Reihe von grundlegenden Annahmen definiert, die als Leitlinien für die Überprüfung dienen:

- auf die Integrität von Systemen oder Komponenten außerhalb des Kernbereichs, die eine Flüssigkeit enthalten,
- auf die Stabilität von Ausrüstungen außerhalb des „Noyau Dur“, die im Falle eines Ausfalls infolge einer „Noyau Dur“-Bedrohung (Erdbeben, Überschwemmung oder Tornado) direkte Auswirkungen auf die Fähigkeit eines „Noyau Dur“-Ziels haben könnten, seine Funktion zu erfüllen.

Wird ein Risiko einer Beschädigung der SSC des Kernbereichs festgestellt, das die Erfüllung der Ziele des Kernbereichs gefährden könnte, werden Maßnahmen ergriffen, um dieses Risiko zu beseitigen (Verstärkung oder Verlagerung der Quellen induzierter Effekte oder sogar Verlagerung der gefährdeten Ausrüstung des Kernbereichs) oder den Kernbereich vor den befürchteten physikalischen Phänomenen zu schützen. Zur Begründung der Maßnahmen können insbesondere probabilistische Analysen herangezogen werden.

Nach der Analyse der potenziell durch Angriffe auf den Kernbereich induzierten Auswirkungen führt EDF eine Robustheitsverbesserung am SND der Polbrücke des Reaktorgebäudes durch (PNPP1898). EDF verstärkt zudem den Schutz bestimmter mechanischer Anlagen vor induzierten Auswirkungen (PNRL1917 und PNPE1395).

Spezifischer Teil zu Block 4 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais weist hinsichtlich des „Palier"-Zustands keine Besonderheiten auf.

Bilanz zum Zustand des Blocks

Die Änderung PNPP1898 „Robustheit SND – BR-Polbrücken" wurde im Block 4 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPE1395 „Änderungen zur Berücksichtigung der Auswirkungen auf mechanische Ausrüstung" wird im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4. RP 900 im Block 4 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt.

7.7 FAZIT

Die nach dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima erfolgte Einführung eines „harten Kerns" aus materiellen und organisatorischen Maßnahmen stärkt die Robustheit der Anlagen der Baureihe CPY gegenüber Extremsituationen, die möglicherweise auf einen Angriff von außen auf den „harten Kern" zurückzuführen sind.

Die zur Auslegung dieser Maßnahmen herangezogenen Naturgefahrenstufen berücksichtigen die nationalen und internationalen Betriebserfahrungen, den aktuellen Stand des Wissens sowie die Anwendung der besten verfügbaren Praktiken.

Die von EDF getroffenen dauerhaften „Noyau Dur"-Maßnahmen entsprechen den technischen Vorgaben der ASN aus dem Jahr 2014 sowie den von der ASN auf der Grundlage der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorgaben. Sie ermöglichen es, massive radioaktive Freisetzungen und dauerhafte Auswirkungen auf die Umwelt in den betrachteten Situationen zu verhindern oder zu begrenzen. Sie ermöglichen es dem Betreiber, die ihm im Krisenmanagement obliegenden Aufgaben zu erfüllen.

Die materiellen Bestimmungen des „Noyau Dur" sind wichtige Elemente für den Schutz der Interessen. Sie unterliegen Anforderungen hinsichtlich Auslegung, Herstellung, Installation, Überwachbarkeit im Betrieb sowie Betrieb während der gesamten Lebensdauer der Anlage.

Die „Noyau Dur"-Maßnahmen werden von EDF parallel zur vierten periodischen Überprüfung umgesetzt. Diese Maßnahmen werden im Rahmen der Neubewertung berücksichtigt (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitte 1 bis 4) und tragen somit zur Erreichung der Ziele der Überprüfung bei.

TEIL II – NACHTEILE

INHALTSVERZEICHNIS VON TEIL II

KAPITEL 1: KONFORMITÄT KAPITEL 2:

NEUBEWERTUNG

KAPITEL 1: KONFORMITÄT

1 BEURTEILUNG DER SITUATION DER ANLAGE IM HINBLICK AUF DIE FÜR SIE GELTENDEN VORSCHRIFTEN ____ 254

1.1 SITUATION UND ORGANISATION DER ANLAGE 254
1.1.1 Die Anlage und die Beherrschung der Nachteile 254
1.1.2 Einhaltung der Vorschriften 261
1.2 ZUSAMMENFASSUNG DER IM BETRIEB GESAMMELTEN ERFAHRUNGEN 266
1.2.1 Analyse wesentlicher Ereignisse 266
1.2.2 Einhaltung der festgelegten Anforderungen durch die EIPi 272
1.2.3 Bewältigung von Nachteilen beim Schutz der Interessen 274
1.2.3.2 Bilanz der Abwasserableitungen 276
1.2.3.3 Bilanz der Wärmeeinleitungen 289
1.2.3.4 Abfallbilanz 291
1.2.3.5 Belästigungen 303
1.3 FAZIT 304

1 BEURTEILUNG DER SITUATION DER ANLAGE IM HINBLICK AUF DIE FÜR SIE GELTENDEN VORSCHRIFTEN

1.1 LAGE UND ORGANISATION DER ANLAGE

1.1.1 Die Anlage und die Beherrschung der Nachteile

1.1.1.1 Vorstellung der Anlage

Das Kernkraftwerk Blayais (CNPE) liegt auf halbem Weg zwischen Bordeaux und Royan auf dem Gebiet der Gemeinde Braud-et-Saint-Louis im Département Gironde (33) in der Region Nouvelle-Aquitaine (siehe Abbildung 1).

Es liegt inmitten eines 6.000 Hektar großen Sumpfgebiets und erstreckt sich über eine Fläche von 78 Hektar am rechten Ufer der Gironde.

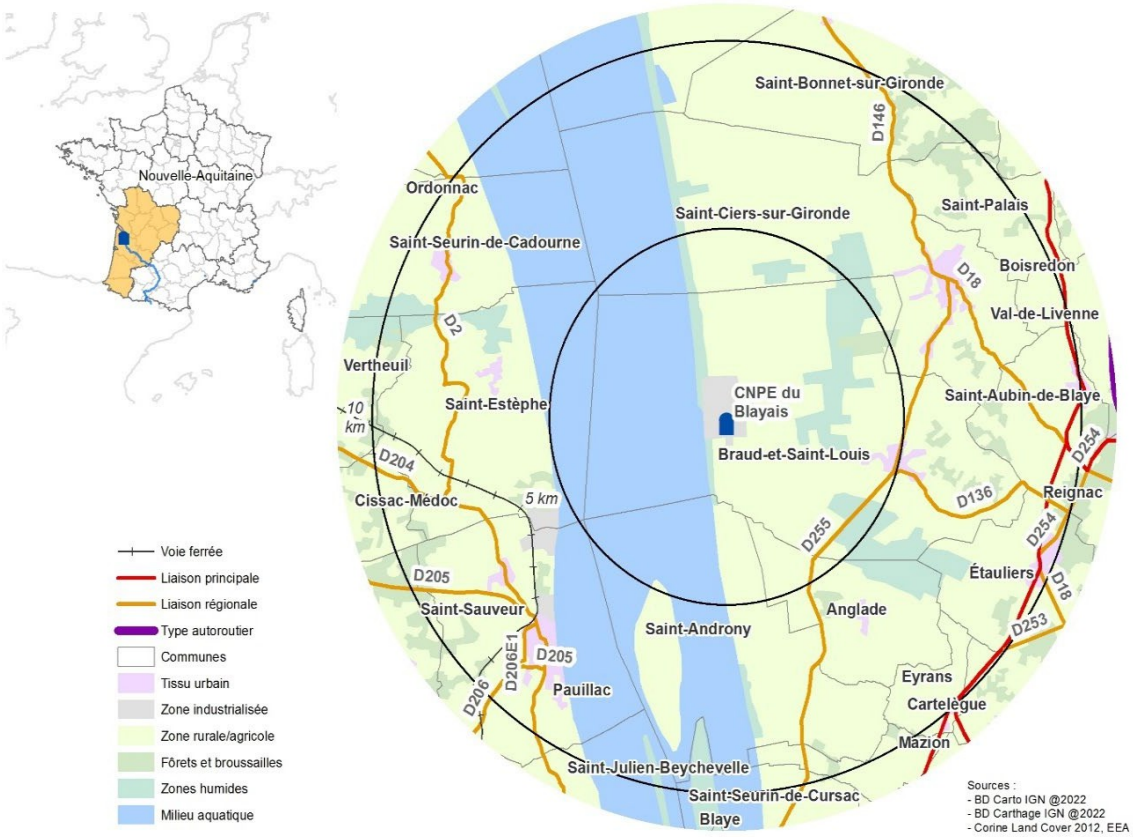


Abbildung 1: Lage des Kernkraftwerks Blayais

Das Kernkraftwerk Blayais umfasst zwei Kernkraftwerksanlagen (INB):

- die INB Nr. 86, bestehend aus zwei gekoppelten Druckwasserreaktoren (REP) (Reaktoren Nr. 1 und Nr. 2) mit einer elektrischen Leistung von jeweils 900 MWe;
- die INB Nr. 110, bestehend aus zwei gekoppelten Druckwasserreaktoren (REP) (Reaktoren Nr. 3 und Nr. 4) mit einer elektrischen Leistung von jeweils 900 MWe.

Die vier Reaktoren werden im offenen Kreislauf mit Wasser aus der Gironde gekühlt.

1.1.1.2 Darstellung der Nachteile, die die Anlage für die geschützten Interessen mit sich bringt

Gemäß Artikel 4.1.I. des geänderten Erlasses vom 7. Februar 2012 zur Festlegung der allgemeinen Vorschriften für Kernkraftwerke, dem sogenannten INB-Erlass, *„umfassen die Nachteile […] zum einen die durch die Anlage verursachten Auswirkungen auf Gesundheit und Umwelt aufgrund von Wasserentnahmen und Einleitungen sowie andererseits die Belästigungen, die sie verursachen kann, insbesondere durch die Verbreitung pathogener Mikroorganismen, Lärm und Erschütterungen, Gerüche oder Staubaufwirbelungen*." Die Abfallentsorgung wird von EDF ebenfalls als Teil der Nachteile angesehen, da sie mit dem normalen Betrieb der Anlagen verbunden ist.

Die Nachteile, die unter Anwendung des Grundsatzes der Verhältnismäßigkeit im Hinblick auf die in Artikel 1.1 desselben Erlasses beschriebenen Belange und die vom Kernkraftwerk Blayais für die geschützten Interessen dargelegten Belange berücksichtigt werden, stehen im Zusammenhang mit:

- Wasserentnahmen und -verbrauch;
- Einleitung radioaktiver und chemischer Abwässer;
- Wärmeeinleitungen;
- radioaktiven und konventionellen Abfällen;
- Belästigungen durch Lärmemissionen.

1.1.1.3 Darstellung der Organisation zur Eindämmung der Beeinträchtigungen zum Schutz der Interessen

1.1.1.3.1 Umweltmanagement

Alle Kernkraftwerke verfügen über ein Integriertes Managementsystem (IMS), das den seit 2002 nach „ISO 14001" zertifizierten Umweltbereich umfasst. Das Kernkraftwerk Blayais hat seine Zertifizierung im Januar 2025 erneuert und trägt damit zur Aufrechterhaltung der ISO 14001-Zertifizierung aller Kernkraftwerke bei.

Das Umweltmanagement der Kernkraftwerke fällt unter den Prozess „Verbesserung und Überwachung der Umweltleistung" des IMS des jeweiligen Kernkraftwerks. Ziel dieses Prozesses ist es, Umweltauswirkungen zu identifizieren, zu verhindern und zu kontrollieren sowie zur kontinuierlichen Verbesserung der Umweltleistung unter Einhaltung der Umweltvorschriften beizutragen. Die Leitung jedes Kernkraftwerks gewährleistet die strategische Steuerung des Umweltmanagements, und jeder Geschäftsbereich trägt auf seiner Ebene zur Beherrschung der negativen Auswirkungen bei, insbesondere durch Umweltanalysen, die alle Aktivitäten des Kernkraftwerks abdecken.

Im Rahmen der jährlichen Überprüfungen des Umweltprozesses werden die Ergebnisse analysiert und die für das folgende Jahr durchzuführenden Maßnahmen festgelegt, wobei gegebenenfalls eine mehrjährige Perspektive berücksichtigt wird. Diese Maßnahmen werden von den Abteilungen des Kernkraftwerks berücksichtigt.

Die eingerichtete integrierte Organisation gewährleistet, dass Umweltbelange bei allen Aktivitäten des Kernkraftwerks berücksichtigt werden.

Die Personalabteilungen der Kernkraftwerke sind für die Steuerung des Kompetenzmanagementprozesses verantwortlich. Die Mitarbeiter werden für Umweltbelange, die geltenden Vorschriften und den Ansatz der kontinuierlichen Verbesserung sensibilisiert. Die Dienstleister werden von ihren Unternehmen auf der Grundlage der in den Verträgen festgelegten Betriebsanforderungen geschult.

Im Rahmen des Ansatzes der kontinuierlichen Verbesserung werden folgende Maßnahmen zur Verbesserung des Umweltmanagements ergriffen:

- Die Umweltaktivitäten der Kernkraftwerke werden über Anwendungen des EDF-Informationssystems verwaltet. Um den steigenden Datenmengen Rechnung zu tragen und den Entwicklungsbedarf im Zusammenhang mit der Integration neuer gesetzlicher und normativer Anforderungen zu decken, wurde beschlossen, diese Anwendungen schrittweise durch ein neues Informationssystem für Emissionen und Umwelt im Nuklearbereich von EDF (SIRENe) zu ersetzen.

  Die Einführung dieses Informationssystems in allen Kernkraftwerken wurde im Jahr 2022 für das Kernkraftwerk Blayais abgeschlossen.

- Darüber hinaus hat EDF für seine nuklearen Aktivitäten eine Überarbeitung seines Umweltreferenzrahmens eingeleitet, um die Betriebsabläufe in den Kernkraftwerken zu harmonisieren, die Professionalisierung der Beteiligten zu verbessern und ihr Bewusstsein für Umweltbelange zu schärfen. Die Überarbeitung wurde Ende 2021 abgeschlossen. Dieses Regelwerk wird fortlaufend aktualisiert, entsprechend den Entwicklungen bei Vorschriften und Normen, den internen Vorgaben und den gewonnenen Erfahrungen.

1.1.1.3.2 Optimierung der Abwasser- und Abfallentsorgung

Um die für sie geltenden gesetzlichen Bestimmungen einzuhalten, ist das Kernkraftwerk Blayais so organisiert, dass eine optimierte Bewirtschaftung von Abwasser und Abfällen gewährleistet ist.

Diese optimierte Bewirtschaftung umfasst:

- die Entstehung von Abwasser und Abfällen bereits an der Quelle zu reduzieren;
- Abwässer und Abfälle getrennt zu sammeln, um sie jeweils so effizient wie möglich zu behandeln oder in bestimmten Fällen sogar wiederzuverwenden;
- die Konditionierung der Kreisläufe zu optimieren, um die Freisetzung chemischer Stoffe zu begrenzen und gleichzeitig die Wirksamkeit dieser Konditionierung zu gewährleisten;
- das Engagement der Beteiligten aufrechtzuerhalten;
- die Leistungsfähigkeit der Abwasserbehandlungsanlagen zu gewährleisten.

In Bezug auf diesen letzten Punkt ist anzumerken, dass EDF im Jahr 2012 im gesamten französischen Kernkraftwerkspark Maßnahmen eingeleitet hat, um die Wartung und den Betrieb der Verdampfer des Abwasserbehandlungssystems (TEU) zu optimieren. Diese Maßnahmen umfassen:

- Optimierung der Instandhaltung

Die TEU-Verdampfer der 900-MWe-Anlagen müssen die gesetzlichen Anforderungen der für nukleare Druckbehälter (ESPN) geltenden Vorschriften erfüllen, die insbesondere in einem Basisprogramm für Wartungs- und Überwachungsmaßnahmen (PBES) festgelegt sind. Das 2018 aktualisierte PBES für die TEU-Verdampfer der 900-MWe-Anlage umfasst die Wartungs- und Überwachungsmaßnahmen, die in zwei Kategorien unterteilt sind:

  - Vorbeugende Inspektionen, die aus einer äußeren und inneren Überprüfung der Verdampfer sowie einer äußeren Überprüfung der Sicherheitsvorrichtungen (z. B. Ventile) bestehen;
  - Wartungs- und Überwachungsmaßnahmen, bei denen es sich um routinemäßige Instandhaltungsarbeiten handelt, deren Art und Häufigkeit vom Betreiber festgelegt werden, um das Sicherheitsniveau der nuklearen Druckgeräte auf dem bei ihrer Auslegung vorgesehenen Niveau zu halten.

- Optimierung der Betriebsabläufe

Die Betriebsbedingungen und die Aufmerksamkeit, die der Betreiber der gesamten Aufbereitungskette, einschließlich des dem TEU-System nachgelagerten Teils, widmet, sind wichtige Faktoren für die Aufrechterhaltung der Betriebsbereitschaft der Anlagen. So tragen die empfohlenen Betriebspraktiken, wie die Filterung vor den Verdampfern, die Überwachung des Zustands der Lagertanks oder das Spülen der Anlage nach dem Gebrauch, dazu bei, das Risiko von Beschädigungen und Ablagerungen in den Verdampfern zu vermeiden.

Die Vereinheitlichung der Betriebspraktiken ist Gegenstand eines „Betriebsleitfadens für das TEU-System“, der im Januar 2017 aktualisiert wurde. Ziel dieses Leitfadens ist es, auf der Grundlage von Studien zur Optimierung der Aufbereitung im TEU-System und der Analyse der betrieblichen Praktiken vor Ort Empfehlungen zur Verbesserung des Betriebs und der Verfügbarkeit der TEU-Verdampfer und -Entsalzungsanlagen zu geben.

1.1.1.3.3 Umweltüberwachung

Seit der Inbetriebnahme der Kernkraftwerke führt EDF ein Umweltüberwachungsprogramm durch.

Die Umweltüberwachung erfüllt drei Hauptfunktionen:

- eine Überwachungs- und Untersuchungsfunktion, die sicherstellen soll, dass die Entnahmen und Einleitungen keine kurz- und langfristigen Auswirkungen auf terrestrische und aquatische Ökosysteme haben. Dies ist Gegenstand der saisonalen Messkampagnen zur Radioökologie und Hydroökologie;
- eine Kontrollfunktion hinsichtlich des ordnungsgemäßen Gesamtbetriebs der Anlagen anhand der Parameter, deren Überwachung die Vorschriften in unterschiedlichen Intervallen vorschreiben. Die Messergebnisse werden entweder mit den zulässigen Grenzwerten oder mit Referenzwerten verglichen: Entscheidungsschwellen für die Messung (Genauigkeit der Messgeräte), Quantifizierungsgrenzen der Messungen und natürliches Hintergrundrauschen;
- eine Warnfunktion, die durch kontinuierliche Messungen gewährleistet wird. Sie ermöglicht die frühzeitige Erkennung jeder atypischen Entwicklung eines oder mehrerer Parameter im Zusammenhang mit Einleitungen oder der Umwelt, um Untersuchungen und, falls erforderlich, Präventionsmaßnahmen (z. B. Einstellung der Einleitung) einzuleiten.

EDF führt regelmäßig Maßnahmen zur Verbesserung der Ausrüstung im Zusammenhang mit der Umweltüberwachung durch. So konnten durch Projekte, die auf Ebene des französischen Kernkraftwerkparks von EDF durchgeführt wurden, Verbesserungen am Umweltüberwachungssystem (KRS-System) erzielt werden.

- Ein erstes, im Jahr 2009 eingeleitetes Projekt trug zur Erhöhung der Zuverlässigkeit des KRS-Systems bei: Dabei ging es darum, die Kernkraftwerke bei ihren Maßnahmen zur Sicherung der Anlagen zu unterstützen, die Wartung der Ausrüstung zu gewährleisten und die Umsetzung einer Änderung im Zusammenhang mit der radiometrischen Umweltüberwachung der Kernkraftwerke zu begleiten (Austausch der Messstationen der 5- und 10-km-Umzäunungsnetze). Zudem wurde ein Leitfaden für den Betrieb des KRS-Systems im Normal- und Störungsbetrieb erstellt.

- Ein zweites, im Jahr 2015 eingeleitetes Projekt hat zum Ziel, die Industriepolitik für das KRS-System festzulegen, Probleme im Bereich der industriellen IT-Sicherheit des KRS-Systems zu lösen sowie die Qualität und Zuverlässigkeit der Datenübertragung sicherzustellen, um den Anforderungen der Nutzer gerecht zu werden. Außerdem zielt sie darauf ab, bestimmte Veralterungen bei Hardware und Software zu beheben, die Wartung des KRS-Systems sicherzustellen, die Bearbeitungszeiten bei Störungen und die Wiederherstellungszeiten zu verbessern sowie die Cybersicherheitskultur des Personals zu stärken, das die Komponenten des KRS-Systems nutzt und wartet.

EDF hat zudem die Überwachung der Grundwasserqualität der Kernkraftwerke optimiert, indem es:

- neue piezometrische Messstellen eingerichtet und bestehende saniert, um über ein Überwachungsnetz zu verfügen, das den identifizierten potenziellen Risikobereichen entspricht;

- Einführung eines verstärkten regelmäßigen Überwachungsprogramms (Erhöhung der Anzahl der überwachten Messstellen sowie der Anzahl der analysierten chemischen und radiologischen Parameter);

- die Betriebsmodalitäten des piezometrischen Überwachungsnetzes im gesamten Kernkraftwerkspark von EDF verbessert und vereinheitlicht;

- Erstellung eines Leitfadens zur Wartung der Piezometer.

Es werden tägliche, wöchentliche und monatliche Kontrollen im terrestrischen Ökosystem, in der Umgebungsluft, in Oberflächengewässern und im Grundwasser durchgeführt.

Die Probenahmen und Analysen erfolgen unter Einhaltung der geltenden Vorschriften.

Jedes Kernkraftwerk verfügt hierfür über ein Labor zur Abwasserüberwachung und ein Labor zur Messung der Radioaktivität in der Umwelt, die den Großteil der Messungen durchführen, auch wenn bestimmte spezielle Messungen an externe Labore vergeben werden können.

So führt jedes Kernkraftwerk jährlich unter der Aufsicht der ASNR mehr als 20.000 Messungen durch, deren Ergebnisse an die Behörden übermittelt und in Dokumenten oder Informationsmaterialien für die Öffentlichkeit verwendet werden. Die Ergebnisse der Umweltüberwachung im Umfeld der Kernkraftwerke werden von EDF auf seiner Website und in einem jährlichen Umweltbericht für jedes Kernkraftwerk veröffentlicht.

Artikel 4.2.4 des INB-Erlasses und Artikel R. 1333-26 des Gesetzes über das öffentliche Gesundheitswesen sehen vor, dass die im Auftrag der Betreiber von INB durchgeführten Messungen der Radioaktivität in der Umwelt von der ASNR zugelassenen Laboren (für jede Art von Messung) durchgeführt werden müssen. Diese Zulassungen werden von einer Kommission unter dem Vorsitz der ASNR auf der Grundlage von zwei Voraussetzungen erteilt:

- die Übereinstimmung der Probenahmeverfahren (seit 2010) und der Messverfahren mit den Anforderungen der Norm NF EN ISO/IEC 17025;

- die erfolgreiche Teilnahme an einem von der ASNR organisierten Ringversuch.

Die Labore der Kernkraftwerke verfügen über die erforderlichen Zulassungen zur Durchführung der intern durchgeführten Messungen und vergeben die übrigen Analysen an zugelassene Labore.

Neben der Erlangung und Erneuerung dieser Zulassungen verfolgt EDF seit 2009 einen Prozess zur Akkreditierung seiner Analyseaktivitäten durch das französische Akkreditierungskomitee (COFRAC). Bis heute wurden alle Anträge auf Akkreditierung und Erneuerung bewilligt.

Artikel 4.2.4 der INB-Verordnung und Artikel R. 1333-25 des Gesetzes über das öffentliche Gesundheitswesen sehen zudem vor, dass die Ergebnisse der von den Betreibern von INB durchgeführten Radioaktivitätsmessungen in der Umwelt an das Nationale Messnetz (RNM) für Umweltradioaktivität übermittelt werden.

Dieses Netzwerk hat zum Ziel, die Öffentlichkeit über die Radioaktivität in der Umwelt zu informieren. Seit 2010 macht seine Website der Öffentlichkeit die Ergebnisse der Radioaktivitätsmessungen zugänglich, die von öffentlichen oder privaten, von der ASNR zugelassenen Laboren in verschiedenen Medien (Luft, Wasser, Boden, Flora und Fauna) sowie in Lebensmitteln durchgeführt werden.

Zu den täglich durchgeführten Messungen und Kontrollen kommen saisonale Messungen hinzu, deren Ziel es ist, die Auswirkungen des Betriebs des Kernkraftwerks auf die Umwelt langfristig zu bewerten. Diese Überwachung umfasst die Biologie der aquatischen Umwelt (Hydroökologie) sowie die Radioaktivität in terrestrischen und aquatischen Ökosystemen (Radioökologie). Diese Messkampagnen werden unter der Verantwortung des Betreibers von externen Einrichtungen oder Laboren durchgeführt.

1.1.1.3.4 Erhaltung der Biodiversität

Als Nutzer von Land- und Gewässerflächen sowie als Grundstückseigentümer ist EDF unmittelbar von Fragen der Biodiversität betroffen.

EDF ist sich seiner Verantwortung und seiner Rolle in Bezug auf diese Herausforderungen bewusst und setzt sich dafür ein, die Auswirkungen seiner Aktivitäten auf die Biodiversität zu begrenzen und gleichzeitig die Sicherheit der Energieversorgung, die Sicherheit der Anlagen sowie die Bereitstellung einer erschwinglichen und wettbewerbsfähigen Energie in Einklang zu bringen.

Von der Planung über die Bau- und Betriebsphasen der INB bis hin zum Rückbau ergreift EDF zahlreiche Maßnahmen zum Schutz der Biodiversität:

- tägliche Durchführung einer kontinuierlichen Umweltüberwachung und Optimierung der Abwasserableitung;
- Durchführung detaillierter Vorabdiagnosen im Vorfeld der Umsetzung jedes Projekts;
- Einführung von Maßnahmen zur Vermeidung, Verringerung oder Kompensation der Auswirkungen der Projekte.

EDF engagiert sich gemeinsam mit der Zivilgesellschaft, Verbänden und Kommunen für den Erhalt der lokalen Artenvielfalt im Rahmen einer proaktiven Politik zur Verbesserung des Wissensstands, zum Schutz von Fauna und Flora sowie zur internen und externen Kommunikation.

Das Kernkraftwerk Blayais hat mehrere Partnerschaften im Bereich der Biodiversität geschlossen:

- Seit 1984 wird das Vogelschutzgebiet von Blayais vom Jagdverband der Gironde (FDC 33) verwaltet. An dieser Bewirtschaftung sind mehrere Partner beteiligt: das Französische Amt für Biodiversität (OFB), der Verein für die ökologische Bewirtschaftung landwirtschaftlicher Ressourcen und deren Nebenprodukte (AGERAD) sowie ein lokaler Landwirt (Öko-Weidewirtschaft). Es konnten zahlreiche Maßnahmen umgesetzt werden, um ein Mosaik aus Feuchtbiotopen zu schaffen, die Wasserverhältnisse des Gebiets zu regulieren und so das volle Potenzial für die Aufnahme überwinternder Wasservögel auszuschöpfen. Im Jahr 2009 wurden zudem innerhalb und außerhalb des Naturschutzgebiets Storchennester aufgestellt, um die Ansiedlung dieser Art zu fördern, die im Norden der Gironde bereits stark vertreten ist. Seit 2019 wird ein Bewirtschaftungsplan umgesetzt, der es ermöglicht, das Wissen über andere Artengemeinschaften (z. B. Amphibien, Schmetterlinge, Libellen) zu erweitern.
- Seit 2019 fördert das Naturschutzgebiet CNPE du Blayais in Zusammenarbeit mit dem Conservatoire Botanique National Sud-Atlantique (CBNSA) und lokalen Fachleuten (Semence Nature – Pépinière Naudet) die Verwendung von lokalem Saatgut (Marke „Végétal Local“). In diesem Zusammenhang wurden im Jahr 2020 etwa 2.000 m² Blumenbrachen eingesät und 100 Pflanzen im Naturschutzgebiet gepflanzt.

Der Erhalt der Artenvielfalt stand auch im Mittelpunkt der Arbeiten, die das Kernkraftwerk Blayais im Jahr 2021 an vier Abschnitten der im Flussbett der Mündung verlegten Abwasserleitungen durchführte. Unter dem Einfluss von Strömungen und Gezeiten hatte sich das Sandbett, auf dem diese vier Abschnitte ruhten, verschoben. Fast ein Jahr Vorbereitungszeit war erforderlich, um an diesen Anlagen Arbeiten durchzuführen; der Departementsdirektion für Raumordnung und Meeresangelegenheiten (DDTM) wurde ein Plan zum Schutz des Ökosystems vorgelegt, um die Meeres- und Landökosysteme der Mündung während der Arbeiten zu schützen: Bodenuntersuchungen, Auswahl von Materialien, die mit der Meeresumwelt verträglich sind, Standortplanung für die maritimen Einsatzmittel, Schutz der Fauna durch Lärmschutzmaßnahmen für Vögel sowie die Planung der Arbeiten außerhalb der Fischwanderungszeit, um nur einige Beispiele zu nennen.

Darüber hinaus verfügt die Kernenergiebranche seit 2006 über einen spezifischen „Biodiversitäts-Fahrplan“, der sich auf die Biodiversitätspolitik der EDF-Gruppe stützt und alle Maßnahmen im Zusammenhang mit der Biodiversität im Rahmen des Betriebs von Kernkraftwerken strukturiert.

In diesem Zusammenhang wurde für das Kernkraftwerk Blayais eine Vorabdiagnose auf der Grundlage einer Studie erstellt, die 2020 von einem naturkundlichen Planungsbüro durchgeführt wurde. Das Grundstücksareal des Standorts Blayais umfasst das vom Kernkraftwerk Blayais eingenommene Gebiet sowie Flächen, die EDF gehören, sich jedoch außerhalb der Grenzen des Kernkraftwerks befinden.

Diese Studie, die auf der Grundlage von Literaturdaten und im Jahr 2020 durchgeführten Felderhebungen erstellt wurde, ermöglichte die Identifizierung bemerkenswerter Naturräume, natürlicher Lebensräume sowie bemerkenswerter Tier- und Pflanzenarten.

Bei den verschiedenen Besichtigungen durch die Naturkundler des Planungsbüros wurden die Flora, die natürlichen Lebensräume sowie Vögel, Amphibien, Reptilien, Säugetiere und Insekten erfasst. Diese Bestandsaufnahmen fanden in den für die Beobachtung der verschiedenen Flora- und Fauna-Kompartimente günstigen Zeiträumen (Juli und September 2020) statt, wobei für jedes der untersuchten Kompartimente angepasste Methoden zum Einsatz kamen.

Es wurde eine gezieltere Suche nach bemerkenswerten Arten (geschützte Arten und/oder Arten von kulturellem Wert) sowie nach invasiven gebietsfremden Arten durchgeführt.

Die im Untersuchungsgebiet durchgeführte ökologische Bestandsaufnahme zeigt, dass die wichtigsten ökologischen Herausforderungen außerhalb des Geländes des Kernkraftwerks liegen, und zwar in Naturräumen (Ufer der Gironde, Naturschutzgebiet), deren ökologischer Wert bereits durch die Bestandsaufnahme der ZNIEFF (Zone Naturelle d’Intérêt Écologique, Fauna und Flora) der Region Aquitaine bereits anerkannt ist.

Im Allgemeinen lassen sich die wichtigsten ökologischen Herausforderungen des Untersuchungsgebiets wie folgt aufschlüsseln:

- am Ufer der Gironde, mit Herausforderungen im Zusammenhang mit dem Vorkommen von Feuchtvegetation, die sich am Gewässerrand sowie auf ehemaligen Wiesen entwickelt;
- im Naturschutzgebiet im Norden des Untersuchungsgebiets, mit Herausforderungen im Zusammenhang mit dem Vorkommen großer Teiche und der dazugehörigen Feuchtvegetation (die insbesondere zahlreiche geschützte Vogelarten beherbergen, sowohl während der Brutzeit als auch als Rastplatz auf dem Zug oder als Überwinterungsgebiet).

Darüber hinaus sind die ökologischen Herausforderungen innerhalb der Grenzen des Kernkraftwerks insgesamt gering, da die Lebensräume überwiegend vom Menschen geprägt sind.

1.1.2 Einhaltung der Vorschriften

1.1.2.1 Anwendbare Rechtsvorschriften

Im Jahr 2006 wurde mit dem „TSN"-Gesetz vom 13. Juni 2006, das seitdem im Umweltgesetzbuch kodifiziert ist, eine Neugestaltung des rechtlichen Rahmens für die INB eingeleitet. Dieses Gesetz wurde durch mehrere Durchführungsverordnungen und Erlasse gemäß der in Abbildung 2 dargestellten Hierarchie präzisiert.

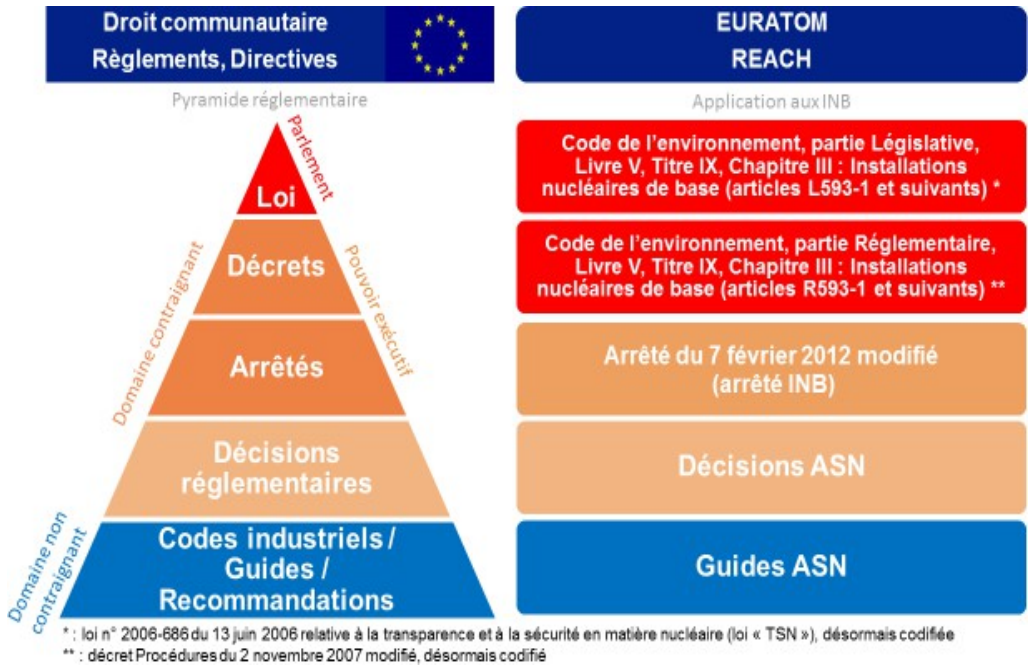


Abbildung 2: Hierarchie der Rechtsvorschriften und Anwendung auf INB

Die regelmäßig überarbeitete Umweltverträglichkeitsprüfung dient als Begleitdokument für die Anträge auf behördliche Genehmigungen.

In Anwendung der von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase der vierten periodischen Überprüfung der 900-MWe-Stufe (4 RP 900) erlassenen Vorschrift [INC-B]:

- hat EDF bis zum 31. Dezember 2022 die bis zu diesem Zeitpunkt vorgenommenen Aktualisierungen der Umweltverträglichkeitsprüfung in der in den Artikeln R. 122-5 und R. 593-17 des Umweltgesetzbuchs vorgesehenen Form konsolidiert, unter Berücksichtigung des aktuellen Wissensstands, insbesondere hinsichtlich der Bewertung der Auswirkungen von Ableitungen aus den Anlagen und der Entwicklung der Standortumgebung, sowie unter Beschreibung der Auswirkungen der Anlagen auf das Klima und ihrer Anfälligkeit gegenüber dem Klimawandel, insbesondere in Bezug auf thermische Ableitungen, die Bewirtschaftung flüssiger Ableitungen und die Nutzung der Wasserressourcen;
- EDF hat bis zum 31. Dezember 2022 die Verbesserungen dargelegt, die zur Verringerung der Umweltauswirkungen seiner Anlagen beitragen und die es unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der Umweltverträglichkeitsprüfung und der besten verfügbaren Techniken plant, sowie den entsprechenden Zeitplan für die Umsetzung;
- EDF hat vor dem 31. Dezember 2023 eine Studie vorgelegt, in der die kumulativen Auswirkungen der an der Rhône und der Loire gelegenen Kernkraftwerke auf diese Flüsse dargelegt werden6.

[6] Das Kernkraftwerk Blayais ist von diesem Absatz der technischen Vorschrift INC-B nicht betroffen.

Stand 22. Dezember 2025 sind die wichtigsten für das Kernkraftwerk Blayais geltenden Rechtsvorschriften in Bezug auf die Belästigungen nachfolgend aufgeführt:

- Titel IX von Buch V des Umweltgesetzbuchs über die nukleare Sicherheit und die Kernkraftwerke, Vorschriftenteil, insbesondere die Artikel R. 593-62 ff.
- Geänderter Erlass vom 7. Februar 2012 zur Festlegung der allgemeinen Vorschriften für Kernkraftwerke (INB-Erlass).
- Beschluss Nr. 2013-DC-0360 der Behörde für nukleare Sicherheit vom 16. Juli 2013 über die Begrenzung von Belästigungen und der Auswirkungen von kerntechnischen Basisanlagen auf Gesundheit und Umwelt, genehmigt durch den Erlass vom 9. August 2013 und geändert durch den Beschluss Nr. 2016-DC-0569, genehmigt durch den Erlass vom 5. Dezember 2016 (im Folgenden als „Umweltbeschluss“ bezeichnet).
- Entscheidung Nr. 2015-DC-0508 der Behörde für nukleare Sicherheit vom 21. April 2015, genehmigt durch den Erlass vom 1. Juli 2015 und geändert durch die Entscheidung Nr. 2022-DC-0749 der Behörde für nukleare Sicherheit vom 29. November 2022 geändert und die sich auf die Abfallbewirtschaftung und die Bilanz der in den Kernkraftwerken anfallenden Abfälle bezieht.
- Beschluss Nr. 2017-DC-0587 der Behörde für nukleare Sicherheit vom 23. März 2017 über die Konditionierung radioaktiver Abfälle und die Bedingungen für die Annahme von Versandstücken mit radioaktiven Abfällen in kerntechnischen Basislagerstätten, genehmigt durch den Erlass vom 13. Juni 2017 (im Folgenden als „Entscheidung zur Verpackung von Abfällen“ bezeichnet).
- Beschluss Nr. 2017-DC-0588 der Behörde für nukleare Sicherheit vom 6. April 2017 über die Modalitäten der Wasserentnahme und des Wasserverbrauchs, der Einleitung von Abwässern und der Umweltüberwachung von Druckwasserreaktoren, genehmigt durch Erlass vom 14. Juni 2017 (im Folgenden als „Entscheidung zu den Betriebsbedingungen“ bezeichnet).
- Entscheidung Nr. 2023-DC-0755 der Behörde für nukleare Sicherheit vom 23. Mai 2023 zur Festlegung der Vorschriften bezüglich der Modalitäten der Wasserentnahme und des Wasserverbrauchs sowie der Einleitung flüssiger und gasförmiger Abwässer in die Umwelt durch das Kernkraftwerk Blayais (im Folgenden als „Standortentscheidung“ bezeichnet).
- Entscheidung Nr. 2023-DC-0756 der Behörde für nukleare Sicherheit vom 23. Mai 2023 zur Festlegung der Grenzwerte für die Einleitung flüssiger und gasförmiger Abfälle des Kernkraftwerks Blayais in die Umwelt (im Folgenden als „Standortgrenzwertentscheidung“ bezeichnet).

In Anwendung der von der ASN in der Entscheidung Nr. 2021-DC-0706 vom 23. Februar 2021 erlassenen Vorschrift [INC-A] unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 legt EDF die Prüfung der Konformität mit den folgenden Rechtsvorschriften vor:

- Verordnung (EG) Nr. 1907/2006 vom 18. Dezember 2006 in ihrer geänderten Fassung zur Registrierung, Bewertung, Zulassung und Beschränkung chemischer Stoffe (sogenannte REACH-Verordnung).
- Verordnung (EG) Nr. 1272/2008 vom 16. Dezember 2008 in ihrer geänderten Fassung über die Einstufung, Kennzeichnung und Verpackung von Stoffen und Gemischen (sogenannte CLP-Verordnung).
- Verordnung (EU) Nr. 528/2012 vom 22. Mai 2012 in der geänderten Fassung über das Inverkehrbringen und die Verwendung von Biozidprodukten (sogenannte Biozidverordnung).

1.1.2.2 Sicherstellung der Einhaltung gesetzlicher Vorschriften

Das Kernkraftwerk Blayais ist so organisiert, dass die Einhaltung der gesetzlichen Vorschriften durch eine Abfolge von Schlüsselschritten kontinuierlich gewährleistet wird:

- **Identifizierung**: Die Einhaltung der Umweltvorschriften durch die Kernkraftwerke stützt sich auf die Ermittlung und Analyse der auf nationaler Ebene für die Kernkraftwerke geltenden Umweltvorschriften und -anforderungen. Jedes Kernkraftwerk erfasst zudem die für es geltenden Vorschriften und Anforderungen auf lokaler Ebene.
- **Bewertung**: Das Kernkraftwerk bewertet und dokumentiert den Stand der Einhaltung der für es geltenden nationalen und lokalen Anforderungen. Diese Bewertung der gesetzlichen Anforderungen führt zu folgender Einstufung:
    - „Anforderungen werden derzeit geprüft“: Die neuen geltenden Anforderungen werden derzeit vom Kernkraftwerk geprüft;
    - „Anforderungen erfüllt“: Das Kernkraftwerk erfüllt die gesetzlichen Anforderungen und verfügt über die entsprechenden Nachweise;
    - „Anforderungen im Konformitätsmanagement“: Hierbei handelt es sich um gesetzliche Anforderungen, für die das Kernkraftwerk nicht über alle Konformitätsnachweise verfügt und sich im Konformitätsmanagement befindet. Das Kernkraftwerk ergreift zusätzliche Maßnahmen gemäß einem Zeitplan, der den Herausforderungen im Hinblick auf die geschützten Interessen angemessen ist, um die Konformitätsnachweise zu erbringen und sich als konform zu erklären.
- **Bearbeitung**: Wenn eine Anforderung teilweise oder gar nicht erfüllt ist, wird im Rahmen der Anforderungen im Bereich des Compliance-Managements ein Aktionsplan erstellt.
- **Überwachung**: Das Kernkraftwerk überprüft regelmäßig seinen Konformitätsstatus in Bezug auf jede umweltrechtliche Anforderung.
- **Überprüfung**: Jedes Jahr stellt das Kernkraftwerk anlässlich der im Rahmen des Umweltmanagementsystems vorgesehenen regelmäßigen Überprüfungen sicher, dass neue Umweltanforderungen berücksichtigt werden, und zieht Bilanz über den Fortschritt der Maßnahmen hinsichtlich der Anforderungen an das Compliance-Management.

Im Rahmen der Bewertung der Einhaltung der Vorschriften hat das Kernkraftwerk Blayais zum 22. Dezember 2025 222 anwendbare Rechtsvorschriften im Umweltbereich identifiziert. Unter diesen Rechtsvorschriften wurden 3.812 Anforderungen identifiziert, darunter:

- 3.656 konforme Anforderungen (95,9 %),
- 113, die derzeit geprüft werden (3 %),
- 43 im Compliance-Management (1,1 %).

Im Rahmen der in § I-1.1.2.1 genannten relevanten Rechtsvorschriften wurden 789 anwendbare Anforderungen im Umweltbereich erfasst, darunter:

- 764 konforme Anforderungen (96,8 %),
- keine Anforderungen, die derzeit geprüft werden (0 %),
- 25 Anforderungen im Konformitätsmanagement (3,2 %).

Die Einzelheiten dieser Bilanz der anwendbaren Anforderungen für die in Teil II – Kapitel 1 – Abschnitt 1 § 1.1.2.1 sind in Tabelle 1 dargestellt. Dies entspricht der Überprüfung der Konformität mit den Rechtsvorschriften, die in der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [INC-A] gefordert wird.

Tabelle 1: Bilanz der Einhaltung der Vorschriften für die in § I-1.1.2.1 genannten Texte zum 22. Dezember 2025

Titel des Textes	Konform	Wird derzeit geprüft	Konformitäts management
Verordnung vom 7. Februar 2012 (INB-Verordnung)	98	0	0
Geänderter Beschluss Nr. 2013-DC-0360 (Umweltbeschluss)	270	0	2
Beschluss Nr. 2015-DC-0508, geändert durch den Beschluss Nr. 2022-DC-0749 (Abfallentscheid)	53	0	3
Beschluss Nr. 2017-DC-0587 (Beschluss zur Verpackung von Abfällen)	30	0	0
Beschluss Nr. 2017-DC-0588 (Beschluss über die Modalitäten des Parks)	140	0	4
Beschluss Nr. 2023-DC-0755 (Beschluss über die Modalitäten für den Standort)	79	0	2
Beschluss Nr. 2023-DC-0756 (Beschluss über die Standortgrenzen)	21	0	0
Verordnung (EG) Nr. 1907/2006 (REACH-Verordnung)	32	0	0
Verordnung (EG) Nr. 1272/2008 (CLP-Verordnung)	39	0	14
Verordnung (EU) Nr. 528/2012 (Biozid-Verordnung)	2	0	0

Im Rahmen des Compliance-Prozesses hat das Kernkraftwerk Blayais Maßnahmen zu allen im Compliance-Management identifizierten Anforderungen umgesetzt und überwacht deren Umsetzung.

Die in diesen Texten identifizierten Anforderungen im Bereich des Compliance-Managements haben keine Auswirkungen auf die geschützten Interessen oder fallen nicht in den Bereich der Nachteile.

Die Anforderungen im Zusammenhang mit dem Bereich der Risiken werden im Abschnitt „Risiken“ des vorliegenden Berichts dargestellt (Teil 1 – Kapitel 1 – Abschnitt 1 § 1.2.2).

Besonderer Hinweis zu den Anforderungen an die notwendigen Ausrüstungen (EN), die unter Anhang II des INB-Erlasses fallen.

Artikel R. 593-26 des Umweltgesetzbuchs definiert den Mindestumfang des INB-Gebiets, das nicht nur die INB selbst, sondern auch die für deren Betrieb erforderlichen Anlagen (EN) umfassen muss, die in Artikel L. 593-3 des Umweltgesetzbuchs genannt sind.

Diese Anlagen können je nach Art mit klassifizierten Umweltschutzanlagen (ICPE) oder mit Anlagen, Bauwerken, Arbeiten und Tätigkeiten (IOTA) gemäß dem Wassergesetz gleichgesetzt werden; da sie jedoch Teil der INB sind und für deren Betrieb, Instandhaltung und Überwachung erforderlich sind, unterliegen sie den für INB geltenden Vorschriften und Regelungen.

Aufgrund ihrer potenziellen Auswirkungen auf die öffentliche Sicherheit, Gesundheit und Hygiene sowie auf die Umwelt gilt gemäß Artikel 4.3.1 des INB-Erlasses für die erforderlichen Anlagen, die einen Schwellenwert der ICPE- oder IOTA-Nomenklatur des Kernkraftwerks Blayais überschreiten, die im Anhang II des INB-Erlasses aufgeführten ICPE- oder IOTA-Vorschriften, die seit dem 24. Februar 2016 in der Fassung vom 8. Februar 2012 gelten.

Im Rahmen der Konformitätsbewertung hat das Kernkraftwerk Blayais zum 22. Dezember 2025 10 anwendbare Verordnungen, d. h. 770 Anforderungen, in Bezug auf die 63 notwendigen Anlagen (EN) identifiziert, die unter Anhang II der INB-Verordnung fallen.

In diesem Bereich wurden erfasst:

- 770 konforme Anforderungen (100 %),
- keine Anforderungen, die derzeit geprüft werden (0 %),
- keine Anforderung im Konformitätsmanagement (0 %).

Die Einzelheiten dieser Bilanz der pro Verordnung geltenden Anforderungen sind in Tabelle 2 unten aufgeführt.

Tabelle 2: Bilanz der Einhaltung der Vorschriften in Bezug auf die erforderlichen Anlagen (EN), die unter Anhang II des INB-Erlasses fallen, Stand: 22. Dezember 225

ICPE- oder IOTA-Verordnung	Anzahl der betroffenen EN	Anzahl der geltenden Anforderungen		
		Konform	Wird derzeit geprüft	Konformitätsmanagement
Verordnung vom 30. Oktober 2007 über die allgemeinen Vorschriften für meldepflichtige Anlagen der ICPE-Kategorie 1150: Industrielle Herstellung, Verwendung oder Lagerung von oder auf der Basis bestimmter giftiger Stoffe – Gültige Fassung vom 8. Februar 2012	3	120	0	0
Verordnung vom 2. April 2002 über die allgemeinen Vorschriften für meldepflichtige klassifizierte Anlagen unter der ICPE-Rubrik 1185: Herstellung, Verwendung und Lagerung von Fluorchlorkohlenwasserstoffen, Halonen und anderen halogenierten Kohlenwasserstoffen – Gültige Fassung vom 8. Februar 2012	9	107	0	0
Verordnung vom 12. Februar 1998 über die allgemeinen Vorschriften für meldepflichtige, unter Rubrik 1416 fallende Anlagen zum Schutz der Umwelt: Lagerung oder Verwendung von Wasserstoff – Gültige Fassung vom 8. Februar 2012	2	66	0	0
Verordnung vom 22. Dezember 2008 über die allgemeinen Vorschriften für meldepflichtige klassifizierte Anlagen unter der ICPE-Rubrik 1432: Lagerung von brennbaren Flüssigkeiten in vorgefertigten Behältern – Fassung gültig ab 8. Februar 2012	4	129	0	0
Verordnung vom 14. Januar 2011 über die allgemeinen Vorschriften für Anlagen, die gemäß der ICPE-Rubrik 2340 der Registrierungspflicht unterliegen: Wäscherei, Wäschewaschanlage – Fassung gültig ab 8. Februar 2012	1	55	0	0

ICPE- oder IOTA-Vorschriftenverordnung	Anzahl der betroffenen EN	Anzahl der geltenden Anforderungen		
		Konform	Wird derzeit geprüft	Konformitätsmanagement
Verordnung vom 25. Juli 1997 über die allgemeinen Vorschriften für meldepflichtige, unter die ICPE-Rubrik 2910 fallende Anlagen zum Schutz der Umwelt: Verbrennungsanlagen – Gültige Fassung vom 8. Februar 2012	13	114	0	0
Verordnung vom 29. Mai 2000 über die allgemeinen Vorschriften für klassifizierte Umweltschutzanlagen, die gemäß der ICPE-Rubrik 2925 meldepflichtig sind: Werkstätten zum Laden von Akkumulatoren – Fassung gültig ab 8. Februar 2012	5	73	0	0
Verordnung vom 11. September 2003 zur Durchführung des Dekrets Nr. 96-102 vom 2. Februar 1996 und zur Festlegung der allgemeinen Vorschriften für Sondierungen, Bohrungen, Errichtung von Brunnen oder unterirdischen Bauwerken, die gemäß den Artikeln L. 214-1 bis L. 214-3 des Umweltgesetzbuchs meldepflichtig sind und unter Rubrik 1.1.1.0 der Nomenklatur im Anhang zum Dekret Nr. 93-743 vom 29. März 1993 fallen – Gültige Fassung vom 8. Februar 2012	17	37	0	0
Verordnung vom 11. September 2003 zur Durchführung des Dekrets Nr. 96-102 vom 2. Februar 1996 und zur Festlegung der allgemeinen Vorschriften für Entnahmen, die gemäß den Artikeln L. 214-1 bis L. 214-3 des Umweltgesetzbuchs genehmigungspflichtig sind und unter die Rubriken 1.1.2.0, 1.2.1.0, 1.2.2.0 oder 1.3.1.0 der Nomenklatur im Anhang zum Dekret Nr. 93-743 vom 29. März 1993 in der geänderten Fassung – Fassung vom 8. Februar 2012	8	39	0	0
Verordnung vom 11. September 2003 zur Durchführung des Dekrets Nr. 96-102 vom 2. Februar 1996 und zur Festlegung der allgemeinen Vorschriften für Entnahmen, die gemäß den Artikeln L. 214-1 bis L. 214-3 des Umweltgesetzbuchs meldepflichtig sind und unter die Rubriken 1.1.2.0, 1.2.1.0, 1.2.2.0 oder 1.3.1.0 der Nomenklatur im Anhang zum Dekret Nr. 93-743 vom 29. März 1993 – Fassung vom 8. Februar 2012	1	30	0	0

Es ist anzumerken, dass das Kernkraftwerk Blayais im Rahmen des Konformitätsmanagementprozesses Maßnahmen zu allen im Konformitätsmanagement identifizierten Anforderungen ergreift und deren Umsetzung überwacht.

Somit ist das Kernkraftwerk Blayais so organisiert, dass die Einhaltung der für es geltenden Vorschriften jederzeit gewährleistet ist.

1.2 ZUSAMMENFASSUNG DER IM LAUFE DES BETRIEBS GESAMMELTEN ERFAHRUNGEN

1.2.1 Analyse bedeutender Ereignisse

Ereignisse gelten gemäß den Meldekriterien als bedeutend, die im ASN-Leitfaden vom 21. Oktober 2005 festgelegt sind. Dieser Leitfaden betrifft die Modalitäten der Meldung und die Kodifizierung der Kriterien für bedeutende Ereignisse, die die Sicherheit, den Strahlenschutz oder die Umwelt betreffen und für Kernkraftwerke sowie den Transport radioaktiver Stoffe gelten.

Zwischen 2014 und 2023 hat das Kernkraftwerk Blayais Folgendes gemeldet:

- 43 bedeutende Umweltvorfälle (ESE);

- 12 bedeutende Sicherheitsereignisse (ESS) im Zusammenhang mit Beeinträchtigungen;
- 4 bedeutende Strahlenschutzereignisse (ESR) im Bereich Abfall im Zusammenhang mit den geschützten Interessen;
- 2 bedeutende Transportereignisse (EST) im Bereich Abfall im Zusammenhang mit den geschützten Interessen.

Bei diesen Ereignissen wurden keine nennenswerten Auswirkungen festgestellt[7]. Sie betreffen:

- **Einleitungen chemischer Abwässer:** 5 Ereignisse sind betroffen.

4 Ereignisse (2016, 2019, 2020 und 2022) betreffen die Überschreitung der durch die Einleitungsverordnung vom 18. September 2003 zugelassenen Höchstkonzentration an Schwebstoffen (MES) vor der Verdünnung.

  - Ein Vorfall (2016) ereignete sich im Anschluss an eine Reinigungsmaßnahme einer Grube des Regenwassernetzes. Die Arbeiten wurden als abgeschlossen betrachtet, obwohl Restschlämme nicht abgesaugt worden waren. Es wurden mehrere Maßnahmen ergriffen, um eine Wiederholung des Vorfalls zu verhindern.
  - 3 Vorfälle (2019, 2020 und 2022) mit ähnlichen Ursachen. Beim Vorfall im Jahr 2019 wurde die vorzeitige Sättigung des Absetzbeckens der Regenwassergrube durch die Sättigung des Sandfängers begünstigt, der sich stromabwärts der Anlage zur Herstellung von entmineralisiertem Wasser befindet und die Schwebstoffe nicht mehr ausreichend zurückhält, sowie durch den Eintrag von Schwebstoffen aus dem Betrieb des Betonturms und durch eine unzureichende Berücksichtigung des Schwebstoffrisikos in der Risikoanalyse der Baustellen.

    Im Jahr 2020 wurde als Hauptursache für die Sättigung das Ausmaß der Post-Fukushima-Baustellen auf dem gesamten Gelände des Kernkraftwerks identifiziert.

    Für das Jahr 2022 sind die unterlassene Reinigung des Sandfängers am Ausgang der Entmineralisierungsanlage in Verbindung mit der Sättigung des Dekanters der Grube 9 SEO 001 BA die Ursache für die Überschreitung.

Ein Vorfall (2021) betrifft einen Mangel in der Qualitätssicherung. Der am Uferauslass gemessene pH-Wert war fehlerhaft, dieser Fehler wurde jedoch nicht erkannt. Alle Korrekturmaßnahmen wurden durchgeführt.

- **Radioaktive Emissionen in die Atmosphäre:** Es sind 10 Vorfälle betroffen. Für jeden dieser Vorfälle wurden Korrekturmaßnahmen umgesetzt und abgeschlossen. Die Vorfälle haben sich nicht wiederholt.
  - Ein Vorfall (2015) steht im Zusammenhang mit einer Nichtverfügbarkeit der Überwachungsketten für die Ableitungen aus dem Kamin des Gebäudes für nukleare Hilfsanlagen (BAN) während einer Stilllegung zum Austausch einer Sicherung. Während der Dauer der Nichtverfügbarkeit erfolgte keine geplante Ableitung.
  - Ein Ereignis (2017) steht im Zusammenhang mit einer nicht vorschriftsmäßigen Verriegelung der Abluftventile des Belüftungssystems des Reaktorgebäudekontainers, die über ein spezielles Verriegelungssystem verfügen. Bei diesem Ereignis waren die Ventile zwar geschlossen, aber nicht mit diesem speziellen System verriegelt.

[7] Unter einer nachgewiesenen erheblichen Auswirkung ist gemäß dem ASN-Leitfaden vom 21. Oktober 2005 (und seit dem 1. Juli 2017 für den Teil „Transport auf öffentlichen Straßen“ gemäß dem ASN-Leitfaden Nr. 31) zu verstehen, der sich auf die Modalitäten der Meldung und die Kodifizierung der Kriterien für erhebliche Ereignisse bezieht, die die Sicherheit, den Strahlenschutz oder die Umwelt, die für Kernkraftwerke und den Transport radioaktiver Stoffe gelten:

- die wahrnehmbare Verschlechterung der Qualität der aufnehmenden Umwelt (physikalisch-chemische und radiologische Eigenschaften, Beeinträchtigung von Biotopen usw.);

- die Beeinträchtigung einer anderen Nutzung des Lebensraums.

- 1 Ereignis (2017) betrifft eine Durchflussmessung des Lüftungssystems (DVN) am Kamin des BAN, die unter dem vorgeschriebenen Wert lag. Während dieses Zeitraums von 22 Sekunden erfolgte keine gezielte Freisetzung.
- Ein Vorfall (2018) steht im Zusammenhang mit der teilweisen Nichtverfügbarkeit der Jodabsaugfunktion des Lüftungssystems des Brennelementgebäudes (DVK) infolge einer unsachgemäßen Installation einer Überbrückung während einer vorbeugenden Wartungsmaßnahme an den Schaltanlagen. Während dieses Zeitraums gab es kein Ereignis, das die automatische oder manuelle Inbetriebnahme der Jodabsaugfunktion im Brennelementgebäude erforderlich gemacht hätte.
- Ein Vorfall (2020) steht im Zusammenhang mit der Nichteinhaltung der Vorgehensweise im Anschluss an die geplante Außerbetriebnahme der Radioaktivitätsmesskette am Schornstein des BAN im [Block][8] 8 4. Aufgrund unvorhergesehener Ereignisse dauerten die Wartungsarbeiten länger als vorgesehen.
- 1 Vorfall (2020) betrifft einen Mangel in der Qualitätssicherung, der dazu führte, dass Analysen von Proben der Luftemissionen aus dem Reaktorgebäude Nr. 3 herangezogen wurden, um die Bedingungen der Luftemissionen aus dem Reaktorgebäude Nr. 4 zu bestimmen.
- Zwei Ereignisse (2021) betrafen einen Rückgang des Lüftungsluftdurchsatzes (DVN) am Kamin des BAN unter den vorgeschriebenen Wert. Bei keinem dieser Ereignisse fand zum Zeitpunkt des Durchsatzrückgangs eine geplante Ableitung statt.

  Ein Vorfall hatte seinen Ursprung in einem organisatorischen Fehler, der dazu führte, dass eine Frostschutzvorrichtung der Lüftungsanlage deaktiviert wurde, obwohl das für deren ordnungsgemäßen Betrieb erforderliche Material noch im Lager befand. Der andere Vorfall hatte seinen Ursprung in der fehlenden Konfiguration eines Kreislaufs nach durchgeführten Arbeiten.
- 1 Vorfall (2023), der dazu führte, dass zwei Behälterdurchgangsventile (ETY) gleichzeitig für weniger als eine Minute geöffnet wurden. Die Behältereindämmung war zu jeder Zeit gewährleistet.
- 1 Ereignis (2023) im Zusammenhang mit der versehentlichen Abschaltung der Jodfilterung (DVK), obwohl diese erforderlich war. Die für dieses Ereignis festgelegten Maßnahmen wurden eingehalten.

- **Diffuse Emissionen in die Atmosphäre:**
  - 3 Ereignisse betrafen diffuse Emissionen von SF_6-Gas in die Atmosphäre. Für jedes dieser Ereignisse wurden Korrekturmaßnahmen umgesetzt und abgeschlossen. Die Ereignisse haben sich nicht wiederholt.
    - 1 Vorfall (2017) steht im Zusammenhang mit einem Fehler beim Wiederanschluss während der Wiederinbetriebnahme der Stromversorgung des Reaktors Nr. 2 im Rahmen vorbeugender Wartungsarbeiten.
    - Ein Vorfall (2018) stand im Zusammenhang mit einem Ausfall der externen 225-kV-Hilfsstromquelle aufgrund eines Hardwarefehlers.
    - Ein Vorfall (2019) betrifft eine Überschreitung des vorgeschriebenen Grenzwerts für den kumulierten jährlichen SF_6-Gasverlust. Es wurden Lösungen gefunden, um reaktiv eingreifen zu können, ohne die Anlage stilllegen zu müssen.
  - 17 Vorfälle betreffen diffuse Emissionen von Kältemitteln in die Atmosphäre:
    - 2 Vorfälle (2014) im Zusammenhang mit dem Verlust von Kältemitteln an Klimaanlagen aufgrund von Schäden an den Ventilanschlüssen der Kälteaggregate. Nach dem ersten Vorfall wurde eine lokale Anpassung vorgenommen, um die Ausrichtung der Ventilanordnung so zu ändern, dass sie möglichst wenig den Belastungen durch die Auflagerung ausgesetzt ist

[8] Block = Produktionseinheit (Reaktor).

der Schläuche an den angrenzenden Rohrleitungen ausgesetzt ist. Damit konnte der durch die Vibrationen der Anlage verursachte Verschleiß jedoch nicht verhindert werden. Im Laufe des Jahres 2014 wurde eine zweite Änderung an allen Klimaanlagen der vier Blöcke des Standorts vorgenommen, wodurch die aufgetretene Störung beseitigt werden konnte.

- Zwei Ereignisse (2014) betreffen den Verlust von Kältemitteln aufgrund von Schwingungen im Zusammenhang mit dem Betrieb der Anlagen an verschiedenen Kälteaggregaten.
- Ein Vorfall (2014) steht im Zusammenhang mit einem Ausfall eines Saugventils am Kompressor der Klimaanlage des Laufkrans im Maschinenraum. Es wurden Maßnahmen ergriffen, und der Vorfall hat sich nicht wiederholt.
- Zwei Vorfälle (2014 und 2016) stehen im Zusammenhang mit Ausfällen von Druckschaltern[9] an verschiedenen Kälteanlagen, die zu Kältemittelverlusten führten. Diese beiden Vorfälle haben unterschiedliche Ursachen. Es wurden Maßnahmen ergriffen, und die Vorfälle haben sich nicht wiederholt.
- Ein Vorfall (2015) betrifft den Verlust von Kältemittel an einer Kälteanlage eines Dienstleistungsgebäudes.
- Ein Vorfall (2016) betrifft den Verlust von Kältemittel an drei Klimaanlagen infolge eines Fehlers im Steuerungsprozess der Klimaanlagen.
- 1 Vorfall (2017) stand im Zusammenhang mit einem Kältemittelverlust an einer Kälteanlage in einem Dienstleistungsgebäude. Der Vorfall hat sich nicht wiederholt.
- 1 Vorfall (2017) stand im Zusammenhang mit intrinsischen Ursachen wie der Auflösung im Öl und dem Kältemittelverlust bei Umfüllvorgängen.
- 2 Vorfälle (2018 und 2019) betreffen eine Überschreitung des gesetzlich festgelegten Grenzwerts für den jährlichen kumulierten Kältemittelverlust. Diese Verluste sind unter anderem auf bestimmte Umfüllvorgänge, geringfügige technische Leckagen oder einen Durchbruch in einem Kältekreislauf einer Kältemaschine in einem Dienstleistungsgebäude zurückzuführen. Es wurden Maßnahmen ergriffen.
- Ein Vorfall (2020) stand im Zusammenhang mit der Überschreitung des gesetzlich festgelegten Grenzwerts für den jährlichen kumulierten Kältemittelverlust. Die Verluste sind unter anderem auf bestimmte defekte Geräte, auf durch Vibrationen verursachte Befestigungsfehler an bestimmten Aggregaten sowie auf geringfügige technische Leckagen zurückzuführen.
- 1 Vorfall (2021) im Zusammenhang mit der Überschreitung des gesetzlich festgelegten Grenzwerts für den jährlichen kumulierten Kältemittelverlust. Die Verluste sind unter anderem auf defekte Geräte oder Umfüllvorgänge zurückzuführen. Die Art der erfassten Verluste stellt die im Jahr 2020 festgelegten Maßnahmen nicht in Frage. Die Korrekturmaßnahmen wurden durchgeführt.
- 1 Vorfall (2022) betrifft eine Überschreitung des gesetzlich festgelegten Grenzwerts für den Kältemittelverlust. Die Verluste sind unter anderem auf defekte Geräte oder unsachgemäßen Umgang mit Kältemitteln zurückzuführen. Die Art der festgestellten Verluste stellt die im Jahr 2021 festgelegten Maßnahmen nicht in Frage. Die Korrekturmaßnahmen wurden durchgeführt.
- Ein Vorfall (2023) betrifft eine Überschreitung des gesetzlich vorgeschriebenen Grenzwerts für den jährlichen kumulierten Kältemittelverlust. Die Verluste sind auf geringfügige technische Leckagen und organisatorische Mängel zurückzuführen.

[9] Ein Druckschalter ist eine Vorrichtung, die das Überschreiten eines vorgegebenen Druckwerts eines Mediums erfasst.

- **Nichteinhaltung einer behördlichen Vorschrift:** Dies betrifft 7 Vorfälle. Im Anschluss an jeden der unten aufgeführten Vorfälle wurden Maßnahmen ergriffen, um eine Wiederholung zu verhindern.
    - Ein Vorfall (2014) betrifft eine Überschreitung der zulässigen Menge an asbesthaltigen Abfällen auf dem Lagerplatz für sehr schwach radioaktive Abfälle (TFA). Es wurden Korrekturmaßnahmen ergriffen.
    - Ein Vorfall (2017) steht im Zusammenhang mit der Nichteinhaltung der Leistungsbeschreibung bezüglich der Wartung und der vorgeschriebenen Kontrollen der Klimaanlagen durch die für die Wartung dieser Anlagen zuständige Stelle. Es wurden Korrekturmaßnahmen ergriffen.
    - Ein Vorfall (2018) steht im Zusammenhang mit der Überschreitung der vorgeschriebenen Intervalle für die Kalibrierungskontrolle der Druckschalter.
    - 1 Vorfall (2018) betrifft die Überschreitung der Untersuchungsschwellenwerte (S1) hinsichtlich der chemischen Markierung von sechs Piezometern (Phosphat-Markierungen bei 4 Piezometern und NTK-Markierungen bei 2 Piezometern) aufgrund mangelnder Überwachung. Es wurden Korrekturmaßnahmen umgesetzt.
    - Ein Vorfall (2018) stand im Zusammenhang mit der Lagerung nicht erfasster Abfälle auf einem Außenbereich, der an das Gebäude für Verpackungshilfsmittel (BAC) angrenzt und nicht über die erforderlichen Genehmigungen für die Aufnahme dieser Abfälle verfügte. Es wurden Korrekturmaßnahmen ergriffen.
    - 1 Vorfall (2021) im Zusammenhang mit dem Verschwinden von Kupferabfällen, die für die TFA-Nuklearkreislaufbestimmung bestimmt waren. Die Kupferabfälle waren weder radioaktiv noch kontaminiert. Sie stellen daher kein Risiko für die Umwelt dar. Zu diesem Vorfall wurde Anzeige erstattet. Die Korrekturmaßnahmen wurden durchgeführt.
    - 1 Vorfall (2023) im Zusammenhang mit der Verwendung von mit Chemikalien versetztem Wasser zur Durchführung industrieller Reinigungsarbeiten.

- **Abfälle:** Es sind 7 Vorfälle betroffen. Nach jedem der unten aufgeführten Vorfälle wurden Maßnahmen ergriffen, um eine Wiederholung zu verhindern.
    - Ein Vorfall steht im Zusammenhang mit dem Nachweis von Abfällen mit Spuren von Radioaktivität in einem Container für konventionelle Abfälle beim Durchfahren des Fahrzeug-Scanners C3:
        - 1 Vorfall (2015) im Zusammenhang mit dem Vorhandensein eines Zurrgurts mit Spuren von Radioelementen in einem Container für konventionelle Abfälle. Es wurden Korrekturmaßnahmen ergriffen, und der Vorfall hat sich nicht wiederholt.
    - 4 Vorfälle betreffen Mängel bei der Handhabung von aus dem Betrieb genommenen radioaktiven Quellen:
        - 2 Vorfälle (2015 und 2017) betreffen die unsachgemäße Lagerung radioaktiver Quellen (Brandmelder). Diese Vorfälle sind auf organisatorische Mängel zurückzuführen und betreffen nicht dieselben Brandmelder.
        - Ein Vorfall (2015) stand im Zusammenhang mit dem Verlust einer in einem Brandmelder enthaltenen radioaktiven Quelle infolge von Abbrucharbeiten.
        - 1 Vorfall (2021) betraf die Entdeckung von Brandmeldern, die radioaktive Quellen enthielten, die zwar nicht mehr in Betrieb waren, sich aber noch in der Anlage befanden. Die Melder wurden umgehend im Quellraum gelagert. Es wurden Korrekturmaßnahmen ergriffen.
    - Zwei Vorfälle betreffen den Transport radioaktiver Abfälle:

Diese Vorfälle (die 2018 im Abstand von wenigen Tagen auftraten) betreffen eine Abweichung bei der Angabe des Inhalts der vom Kernkraftwerk versandten Pakete. Es wurden Maßnahmen ergriffen, um eine Wiederholung dieser Vorfälle zu verhindern.

Das Management wesentlicher Ereignisse ist in das Managementsystem des Kernkraftwerks Blayais integriert.

Ein wiederkehrendes Problem (Überschreitung der Höchstkonzentration an Schwebstoffen vor der Verdünnung bei der Einleitung aus einer Grube des Regenwassernetzes) wurde identifiziert und wirksam behoben, wodurch eine Wiederholung dieser Vorfälle verhindert wurde.

Zusammenfassend lässt sich sagen, dass die wesentlichen Ereignisse behandelt werden und die umgesetzten Maßnahmen wirksam sind.

Die 12 bedeutenden Umweltvorfälle im Zusammenhang mit der Flüssigkeitsrückhaltung werden in Teil 1 – Kapitel 1 – Abschnitt 3 – § 3.2.3 des vorliegenden Berichts dargestellt.

Analyse und Behandlung von Abweichungen vom INB-Erlass

Um den Begriff der Abweichung vom INB-Erlass zu verstehen, müssen die folgenden Definitionen aus Artikel 1.3 des INB-Erlasses vorgestellt werden:

- Für den Schutz wichtiges Element (EIP): *„Für den Schutz der in Artikel L. 593-1 des Umweltgesetzbuchs genannten Interessen (öffentliche Sicherheit, Gesundheit und Hygiene, Natur- und Umweltschutz) wichtiges Element, d. h. eine Struktur, eine Ausrüstung, System (geplant oder ungeplant), Material, Komponente oder Software, die in einer kerntechnischen Anlage vorhanden ist oder unter der Verantwortung des Betreibers steht und eine für den Nachweis gemäß Artikel L. 593-7 Absatz 2 des Umweltgesetzbuchs erforderliche Funktion erfüllt oder die Überprüfung dieser Funktion gewährleistet.“*

- Für den Schutz wichtige Tätigkeit (AIP): *„Tätigkeit, die für den Schutz der in Artikel L. 593-1 des Umweltgesetzbuchs genannten Interessen (öffentliche Sicherheit, Gesundheit und Hygiene, Natur- und Umweltschutz) von Bedeutung ist, d. h. eine Tätigkeit, die zu den in Artikel L. 593-7 Absatz 2 des Umweltgesetzbuchs genannten technischen oder organisatorischen Vorkehrungen beiträgt oder diese beeinträchtigen könnte. “*

- Definierte Anforderung: *„Anforderung, die einem für den Schutz wichtigen Element auferlegt wird, damit dieses mit den erwarteten Eigenschaften die in dem in Artikel L. 593-7 Absatz 2 des Umweltgesetzbuchs genannten Nachweis vorgesehenen Funktion erfüllt, oder die einer für den Schutz wichtigen Tätigkeit auferlegt wird, damit diese ihren Zielen im Hinblick auf diesen Nachweis gerecht wird.“*

- Abweichung: *„Nichteinhaltung einer definierten Anforderung oder Nichteinhaltung einer vom integrierten Managementsystem[10] des Betreibers festgelegten Anforderung, die die in Artikel L. 593-7 Absatz 2 des Umweltgesetzbuchs genannten Bestimmungen beeinträchtigen könnte.“*

Das Kernkraftwerk Blayais verfügt als Betreiber einer INB über ein Integriertes Managementsystem11 (SGI), das die Berücksichtigung der Anforderungen zum Schutz der in Artikel L. 593-1 des Umweltgesetzbuchs genannten Interessen sowie der Listen der EIP und AIP gewährleistet.

Abweichungen, die nach den von der ASN festgelegten Kriterien von erheblicher Bedeutung sind, sind Gegenstand einer Meldung eines bedeutenden Ereignisses.

[10] Die Verordnung Nr. 2016-128 vom 10. Februar 2016 über verschiedene Bestimmungen im Nuklearbereich legt in Artikel 26 die Änderung der Terminologie fest: Das „intégrée de gestion“ wird zum „système de gestion intégré“.

[11] Früher: Integriertes Managementsystem (SMI).

Die vom Kernkraftwerk Blayais seit Inkrafttreten des INB-Erlasses am 1. Juli 2013 gemeldeten bedeutenden Ereignisse wurden einer Analyse unterzogen, um diejenigen zu identifizieren, die auf eine Abweichung aufgrund der Nichteinhaltung einer für einen AIP oder einen EIP festgelegten Anforderung zurückzuführen sind, sowie diejenigen, die auf eine Abweichung aufgrund der Nichteinhaltungeiner vom SGI festgelegten Anforderung.

So ist unter den analysierten bedeutenden Ereignissen kein einziges Ereignis zu verzeichnen, das:

- auf die Nichteinhaltung einer für ein EIP festgelegten Anforderung;
- auf die Nichteinhaltung einer für eine AIP festgelegten Anforderung;
- auf die Nichteinhaltung einer vom SGI festgelegten Anforderung.

Zusammenfassend lässt sich feststellen, dass kein Ereignis eine Abweichung im Sinne des INB-Erlasses darstellt.

1.2.2 Übereinstimmung der EIPi mit den für sie festgelegten Anforderungen

Die für den Schutz der Interessen vor Beeinträchtigungen wichtigen Elemente (EIPi) und die damit verbundenen festgelegten Anforderungen sind seit dem 1. Juli 2013, dem Datum des Inkrafttretens des INB-Erlasses, im Kernkraftwerk Blayais festgelegt und referenziert.

Im Rahmen der kontinuierlichen Verbesserung unterhält EDF ein den Herausforderungen angemessenes System, um die von seinen Anlagen ausgehenden Beeinträchtigungen für die geschützten Interessen zu kontrollieren.

So hat EDF seit 2016 Faktoren identifiziert, die zur Umweltleistung beitragen. Dabei handelt es sich um technische Maßnahmen, die ein optimiertes Management der Beeinträchtigungen ermöglichen (Beispiele: Recycling- und Aufbereitungsanlagen).

Unter diesen Elementen hat EDF neue EIPi im Sinne der Vorschriften identifiziert. Diese neuen Elemente sind seit 2016 auf Ebene des Kernkraftwerks integriert.

Die EIPi des Kernkraftwerks Blayais sind:

- Für die Einleitung radioaktiver und chemischer Abwässer:
  - Anlagen zur Einleitungssteuerung:
    - Einleitungsventile;
    - Sensoren zur kontinuierlichen Überwachung (Durchfluss, pH-Wert, Aktivität).
- Für die Ableitung von Abgasen:
  - Ventile zur Durchführung abgestimmter Ableitungen;
  - Komponenten zur Gewährleistung der Wirksamkeit der Abwasserbehandlung;
  - Sensoren zur kontinuierlichen Überwachung der Ableitungen.
- Für den Abtransport konventioneller Abfälle aus dem Kernkraftwerk: die C3-Kontrollportale für Fahrzeuge.

Für ein EIPi ist eine definierte Anforderung eine Anforderung, die diesem EIPi zugewiesen wird, damit es mit den erwarteten Eigenschaften die im Nachweis zum Schutz der Interessen vorgesehene Funktion erfüllt. Seine ordnungsgemäße Funktion wird mindestens bei jeder Nutzung oder jeder durchgeführten Ableitung zusätzlich zu den Überprüfungen bei den regelmäßigen Tests überprüft. Ist ein EIPi nicht verfügbar, gewährleistet die Anwendung der festgelegten Vorgehensweise die Aufrechterhaltung der Funktion des EIPi oder die Beendigung der Auswirkungen oder Beeinträchtigungen. Der Nachweis des Schutzes der Interessen wird somit nicht beeinträchtigt und führt nicht zu einer Abweichung vom INB-Erlass. Umgekehrt gilt die Nichteinhaltung eines festgelegten Vorgehens für ein EIPi als Abweichung vom INB-Erlass.

Es ist zu beachten, dass die Nichtverfügbarkeit des EIPi einen Notbetrieb darstellt, dessen Akzeptanz je nach den Risiken für die geschützten Interessen zeitlich begrenzt ist. In diesem Zusammenhang wird die Nichtverfügbarkeit des EIPi über ein Tool zur Erfassung von Störungsmeldungen erfasst, und die Reparaturfristen sind mit den Risiken vereinbar und stehen in einem angemessenen Verhältnis zu diesen.

Wie in § I-1.2.1 beschrieben, wurden die seit Inkrafttreten des INB-Erlasses gemeldeten wesentlichen Ereignisse einer Analyse unterzogen, um diejenigen zu identifizieren, die eine Abweichung von diesem Erlass darstellen.

So gab es unter den analysierten wesentlichen Ereignissen keine Abweichung, die auf die Nichteinhaltung einer für ein EIPi festgelegten Anforderung zurückzuführen war.

Die Einhaltung der festgelegten Anforderungen stützt sich zudem auf vorbeugende Maßnahmen zur Überwachung und Wartung der EIPi (Beispiele: Wartungs-, Kontroll- und regelmäßige Prüfprogramme).

Die Überprüfung der Übereinstimmung dieser Maßnahmen mit den festgelegten Anforderungen für die EIPi des Reaktors Nr. 4 sowie für die gemeinsamen EIPi der Reaktoren Nr. 3 und 4 des Kernkraftwerks Blayais bestand darin, sicherzustellen, dass:

- die Maßnahmen zur Wartung, Kontrolle und Prüfung tatsächlich innerhalb der vorgesehenen Fristen geplant sind;
- diese Maßnahmen vor Ort tatsächlich durchgeführt wurden;
- die Ergebnisse dieser Maßnahmen zufriedenstellend sind.

Es ist anzumerken, dass diese Anlagen im Normalbetrieb wiederholt beansprucht werden und von vorbeugenden Überwachungs- und Wartungsmaßnahmen profitieren; daher erscheint es nicht notwendig, im Rahmen der Überprüfung zusätzliche Kontrollen durchzuführen. Je nach den Ergebnissen der im Rahmen der Überprüfung durchgeführten Analysen kann jedoch bei Bedarf eine eingehendere Überprüfung vorgenommen werden.

Das Ergebnis des an den Bauwerken durchgeführten Kontrollprogramms wird im Abschnitt „Risiken“ dargestellt (siehe Abschnitt 1 – Kapitel 1 – Unterabschnitt 1). Dies entspricht teilweise der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [INC-A].

Die im Rahmen der periodischen Überprüfung im zweiten Quartal 2023 durchgeführten Kontrollen zeigen, dass alle vorgesehenen Instandhaltungs-, Kontroll- und Prüfmaßnahmen geplant und vor Ort durchgeführt wurden.

Von allen geprüften Geräten wurden drei gemäß den Wartungsvorschriften für diese Geräte ausgetauscht. Bei den übrigen Geräten sind die Ergebnisse zufriedenstellend, sodass keine zusätzlichen Überprüfungen erforderlich sind.

Die Organisation des Kernkraftwerks ermöglicht es ihm, die festgelegten Anforderungen in Bezug auf die EIPi sowie die damit verbundenen Bestimmungen zur Wartung und Überwachung vor Ort einzuhalten.

1.2.3 Zusätzliche Kontrollen an den Anlagen zur Abwasserbehandlung und Abfallkonditionierung

In Anwendung der Vorschrift [INC-A] des Beschlusses Nr. 2021-DC-0706 der französischen Atomaufsichtsbehörde (ASN) vom 23. Februar 2021, der von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassen wurde, legt EDF die Ergebnisse der Kontrollen vor, die an den nicht zu den EIPi gehörenden Anlagen durchgeführt wurden, die an der Abwasseraufbereitung und der Abfallkonditionierung beteiligt sind.

Alle identifizierten Anlagen wurden überprüft, um die durchgeführten Wartungs- oder Kontrollmaßnahmen zu verifizieren. Bei diesen Maßnahmen stellt sich die Konformitätsverteilung wie folgt dar:

- In 67 % der Fälle (4 betroffene Anlagen) sind die Ergebnisse der zuletzt an den Anlagen durchgeführten Kontroll- oder Wartungsmaßnahmen zufriedenstellend;
- in 33 % der Fälle (2 betroffene Anlagen) ist keine vorbeugende Wartung an der Anlage vorgesehen. 2 Anlagen wurden nach Aufforderung zur Durchführung von Arbeiten instand gesetzt. Es wurden keine Abweichungen festgestellt.

Die Ergebnisse der Prüfungen und Wartungsmaßnahmen sowie die Auswertung der gewonnenen Erfahrungen und der im Kernkraftwerk Blayais festgestellten Störungen lassen uns zu dem Schluss kommen, dass die Prüf- und Wartungsprogramme, denen die Anlagen unterliegen, derzeit ausreichend sind.

1.2.4 Bewältigung der Nachteile zum Schutz der Interessen

Dieser Abschnitt gibt einen Überblick über die zehnjährige Bilanz der Beherrschung von Beeinträchtigungen durch das Kernkraftwerk Blayais, die erzielten Verbesserungen bei der Beherrschung der Auswirkungen auf Umwelt und Gesundheit sowie die im Rahmen des kontinuierlichen Verbesserungsprozesses ergriffenen Maßnahmen.

1.2.4.1 Bilanz der Wasserentnahmen und des Wasserverbrauchs

Für den Betrieb seiner Anlagen ist das Kernkraftwerk Blayais berechtigt, Wasser aus folgenden Gewässern zu entnehmen:

- der Gironde-Mündung (Brackwasser), das in einem offenen Kreislauf zur Kühlung der Kondensatoren der Dampfturbinen jedes Reaktors, des Not-Rohwasserkreislaufs (SEC) und der Waschanlagen für die Filtertrommeln verwendet wird;
- die Isle (Süßwasser) zur Erzeugung von Brauchwasser und entmineralisiertem Wasser, das für den Betrieb der Primär- und Sekundärkreisläufe, zur Nachspeisung der Kühlkreisläufe des industriellen Prozesses sowie zur Versorgung der Rohrleitungsnetze für die Brandbekämpfung benötigt wird;
- Grundwasser aus dem Oberkreide-Grundwasserleiter (Süßwasser) wird ausschließlich dann genutzt, wenn die Versorgung mit Wasser aus der Isle nicht möglich ist oder aus Sicherheitsgründen erforderlich ist. Ab 2023 wird das Wasser aus dem Oberkreide-Grundwasserleiter für die Arbeiten an den Brunnen der Notwasserversorgungsanlage verwendet.

Ergänzend versorgt die Société d'aménagement urbain et rural (Saur) das Kernkraftwerk für den normalen Bedarf (Verpflegung, Trinkbrunnen, Sanitäranlagen, Reinigung) mit Trinkwasser.

Die nachstehende Tabelle 3 zeigt die Entwicklung der Wasserentnahmen und des Wasserverbrauchs des Kernkraftwerks Blayais von 2014 bis 2023.

Tabelle 3: Wasserentnahmen und -verbrauch des Kernkraftwerks Blayais von 2014 bis 2023 (Brackwasser, Süßwasser und Trinkwasser)

Jahr	Gironde-Mündung	L'Isle	Grundwasser aus der Oberkreide	Trinkwasser
	Entnommene und zurückgeleitete Mengen (in Tausend m³)	Verbrauchte Mengen (in Tausend m³)	Verbrauchte Mengen (in m³)	Verbrauchte Mengen (in m³)
2014	4.720.309	687	4.400	43.141
2015	4.341.758	664	21.600	42.091
2016	5.112.815	729	4.300	35.134
2017	4.935.716	727	2.500	44.919
2018	4.915.040	672	18.900	32.633
2019	5.037.873	751	4.013	31.931
2020	4.697.718	756	17.239	29.662
2021	4.920.868	743	6.318	33.478
2022	4.700.255	691	10.271	60.951
2023	4.043.443	657	4.867	58.818
Durchschnitt	**4.835.262**	**708**	**9.441**	**41.276**

Zwischen 2014 und 2023 hat das Kernkraftwerk für den Betrieb der vier Reaktoren mit einer Leistung von jeweils 900 MW durchschnittlich 4.835.262 Tausend m^3 Wasser pro Jahr entnommen und an der Einleitungsstelle in die Gironde-Mündung wieder eingeleitet. Die Werte blieben über den Zeitraum hinweg stabil, und die beobachteten leichten Schwankungen hängen im Wesentlichen mit der Anzahl der Tage zusammen, an denen die Reaktoren in Betrieb waren. So lässt sich beispielsweise der Anstieg der entnommenen Wassermengen im Jahr 2016 durch eine im Vergleich zu den Vorjahren längere Betriebsdauer im Jahr 2016 erklären (Stillstände wegen Wartungsarbeiten im Rahmen der zehnjährigen Inspektionen in den Jahren 2014 und 2015).

Die Entnahme von Süßoberflächenwasser (Wasser aus der Isle) beträgt zwischen 2014 und 2023 durchschnittlich 708.000 m^3 Wasser pro Jahr. Die Entnahmen bleiben in diesem Zeitraum stabil.

Die Entnahme aus dem Grundwasserleiter der Oberkreide beträgt zwischen 2014 und 2023 durchschnittlich 9.441 m^3 Wasser pro Jahr.

Die Jahre, in denen die Entnahmen höher ausfielen, waren:

- 2015 und 2018: Durchführung von Pumpversuchen zur Deckung des Wasserbedarfs für die Arbeiten nach dem Reaktorunfall von Fukushima sowie Pumpvorgänge während der Niedrigwasserperiode an der Isle.
- Im Jahr 2020: Entnahme zur Durchführung mehrtägiger Tests zur Nutzung von Bohrungen im Vorfeld von Arbeiten am Dekantierbecken der Anlage zur Herstellung von entmineralisiertem Wasser, die eine Unterbrechung der Wasserversorgung aus der Isle erfordern.

Zu beachten ist außerdem ein geringer Verbrauch im Jahr 2017 infolge einer Verringerung der Testmaßnahmen an den Bohrungen.

Der Trinkwasserverbrauch lag im Untersuchungszeitraum im Durchschnitt bei 41.276 m^3 pro Jahr. Ab 2013 war in diesem Zeitraum ein Rückgang des Trinkwasserverbrauchs zu beobachten, mit Ausnahme der Jahre 2022 und 2023, in denen es zu Leckagen im Trinkwassernetz kam. Das Kernkraftwerk Blayais ist bestrebt, die Wasserressourcen durch die Umsetzung einer Politik zur Reduzierung des Trinkwasserverbrauchs und die Einführung einer monatlichen Überwachung zu schonen. Es ist außerdem anzumerken, dass die Schwankungen der verbrauchten Wassermengen mit der Anzahl der im Kernkraftwerk anwesenden Personen und mit Reinigungsarbeiten in den Industriegebäuden zusammenhängen.

Ergriffene Maßnahmen

Der Einsatz mobiler Kläranlagen auf dem Gelände trägt dazu bei, die Nachspeisungen und Ableitungen von entmineralisiertem Wasser aus dem Sekundärkreislauf zu reduzieren und somit die für den industriellen Verbrauch entnommene Wassermenge zu verringern.

Eine mobile Kläranlage besteht aus einer Vorfilterung, einem Harzbehälter vom Typ „Mischbett“ und einer Nachfilterung (Harzfalle). Sie ist über eine dauerhafte Vorrichtung an den Sekundärkreislauf angeschlossen.

Der Einsatz mobiler Kläranlagen ermöglicht es, die Wasserqualität des Sekundärkreislaufs bei Reaktor-Neustarts zu verbessern und die Lebensdauer dieses Kreislaufs zu verlängern. Zudem lässt sich dadurch die Menge an SER-Wasser (demineralisiert und aufbereitet), die bei Neustarts verbraucht wird, deutlich reduzieren. Durch eine kürzere Wiederanlaufzeit erhöht sie die Verfügbarkeit der Anlagen und verringert die Menge des in dieser Phase eingeleiteten Abwassers.

Die mobilen Kläranlagen werden seit 2003 im Kernkraftwerk Le Blayais eingesetzt.

1.2.4.2 Bilanz der Abwasserableitungen

1.2.4.2.1 Bilanz der Einleitung radioaktiver Abwässer

Die von einem Kernreaktor erzeugte Energie stammt aus der Kernspaltung. Im Reaktor entstehen radioaktive Stoffe (Radionuklide), von denen nur ein winziger Teil in den Abwässern zu finden ist. Die Abwässer werden anschließend behandelt und/oder zwischengelagert, bevor sie unter Einhaltung der gesetzlichen Vorschriften in flüssiger Form oder in die Atmosphäre eingeleitet werden.

Die fünf Kategorien der freigesetzten Radionuklide sind: Kohlenstoff-14, Tritium, Edelgase, Jodverbindungen und sonstige Spalt- oder Aktivierungsprodukte, die Beta- oder Gammastrahlung emittieren („sonstige SP/AP“).

Die Freisetzung radioaktiver Abfälle in die Atmosphäre erfolgt über die Schornsteine der Gebäude für nukleare Hilfsanlagen (BAN). Die Einleitung radioaktiver Flüssigabfälle erfolgt in die Gironde nach einer Vorverdünnung in der Einleitungsanlage des Kernkraftwerks (CNPE).

Unabhängig vom Ableitungsweg werden die anfallenden atmosphärischen oder flüssigen Abfälle selektiv gesammelt, bevor sie den entsprechenden Aufbereitungssystemen zugeführt werden.

Kohlenstoff-14

Kohlenstoff-14 entsteht im Wesentlichen durch Neutronenaktivierung von im Wasser des Primärkreislaufs gelöstem Sauerstoff-17 und Stickstoff-14 sowie von im Brennstoff vorhandenem Sauerstoff-17.

Kohlenstoff-14 in flüssiger Form wird hauptsächlich über Filter und Harze oder in den Konzentraten des Verdampfungssystems zur Abwasserbehandlung zurückgehalten. Folglich gelangt nur ein geringer Teil des ursprünglich in den Kreisläufen in flüssiger Form vorhandenen Kohlenstoff-14 in die flüssigen Ableitungen.

Kohlenstoff-14 in gasförmiger Form stammt hauptsächlich aus der Entgasung der flüssigen Abwässer aus dem Primärkreislauf. Die Freisetzungen von Kohlenstoff-14 in die Atmosphäre stellen im Vergleich zum flüssigen Weg den vorherrschenden Freisetzungsweg dar.

Die jährliche freigesetzte Kohlenstoff-14-Aktivität des Kernkraftwerks Blayais im Zeitraum 2014–2023 beträgt im Durchschnitt 744 GBq/Jahr über die Luft und 48,1 GBq/Jahr über den flüssigen Weg.

Diese Werte für die Kohlenstoff-14-Emissionen wurden für den Zeitraum 2011–2015 berechnet und ab 2016 gemessen. Tatsächlich hat EDF Maßnahmen ergriffen, um die Zuverlässigkeit der Probenahme und der Messung von Kohlenstoff-14 in den flüssigen und atmosphärischen Ableitungen nachzuweisen. Somit wird die Bilanz der Kohlenstoff-14-Ableitungen auf der Grundlage der seit dem 1. Januar 2016 in den flüssigen und atmosphärischen Ableitungen gemessenen Aktivitäten erstellt.

Tritium

Tritium entsteht durch Kernspaltung in den Brennstäben sowie durch neutronische Aktivierung von Bor-10 und Lithium-6 über die chemischen Substanzen, die zur Aufbereitung des Wassers im Primärkreislauf zugesetzt werden.

Die Tritiumproduktion, ein charakteristisches Merkmal von Druckwasserreaktoren, wird kontrolliert durch:

- die Ummantelung aus einer Zirkoniumlegierung, die es ermöglicht, nahezu das gesamte durch Kernspaltung in den Brennstäben erzeugte Tritium einzuschließen;
- dem Einsatz von mit Lithium-7 angereichertem Lithium, um die Tritiumbildung im Wasser des Primärkreislaufs durch Neutronenaktivierung von Lithium-6 zu verringern.

Derzeit gibt es kein technisch und wirtschaftlich tragfähiges industrielles Verfahren, mit dem das in den Abwässern enthaltene Tritium in den in den Anlagen vorkommenden Konzentrationen entfernt werden könnte. Aufgrund des Fehlens industrieller Aufbereitungsverfahren und seiner geringen Radiotoxizität (niedrigenergetischer Beta-Strahler) wird das Tritium vollständig in die Umwelt freigesetzt, wobei der flüssige Weg bevorzugt wird, da dieser geringere dosimetrische Auswirkungen hat.

Die bei den flüssigen Ableitungen beobachteten Schwankungen spiegeln die von den vier Reaktoren erzeugte elektrische Leistung sowie die Tritiumabbauprozesse wider, die in Abhängigkeit von den in den Kreisläufen vorhandenen Mengen stattfinden. Im Durchschnitt des betrachteten Zeitraums liegt die in den flüssigen Ableitungen des Kernkraftwerks Blayais freigesetzte Tritiumaktivität bei etwa 10.500 GBq pro Jahr und Reaktor.

Die Tritiumfreisetzungen in die Atmosphäre sind hauptsächlich auf die Verdunstung von tritiumhaltigem Wasser aus den Becken der Brennelement- und Reaktorgebäude während der Reaktorstillstände zurückzuführen. Um diese Freisetzungen in die Atmosphäre zu begrenzen, führen die Kernkraftwerke vor dem Öffnen des Reaktorbehälters eine „Entkonzentrierung“ des Tritiums aus dem Wasser des Primärkreislaufs durch.

Die Absaugung durch die Belüftung der Decken von Behältern, die tritiumhaltige Abwässer enthalten, insbesondere der Zwischenbehälter zur Primärabwasseraufbereitung (TEP), trägt zur Freisetzung von Tritium in die Atmosphäre bei, allerdings nur in geringem Umfang. Tatsächlich verhindert bei den 900-MWe-Reaktoren ein „Atemventil“ in der Entlüftungsleitung, das einen Luftaustausch in den Behältern außerhalb der Entleerungs- und Befüllungsphasen verhindert.

Das Kernkraftwerk Blayais hat verschiedene Optimierungsmaßnahmen im Zusammenhang mit der Entsorgung tritiumhaltiger Abwässer durchgeführt:

- Verbesserung der Messung der Tritiumemissionen in die Atmosphäre durch die Installation neuer Tritium-Probenahmesysteme (gekühlte Sprudler) an den Kaminen der BAN: Diese Verbesserung der Messung von gasförmigem Tritium ermöglicht eine genauere Erfassung der Emissionen. Diese neuen Tritium-Probenahmesysteme wurden 2009 im Kernkraftwerk Blayais installiert.
- Anwendung der seit 2008 geltenden Tritium-Richtlinie, die festgelegt wurde, um allgemeine Regeln für einen ordnungsgemäßen Umgang mit Tritium zu definieren.

- All diese Maßnahmen erklären den rückläufigen Trend der Tritiumaktivität, die von den vier Reaktoren des Kernkraftwerks Blayais in die Atmosphäre freigesetzt wird und in Abbildung 3 für den Zeitraum 2014–2023 dargestellt ist.

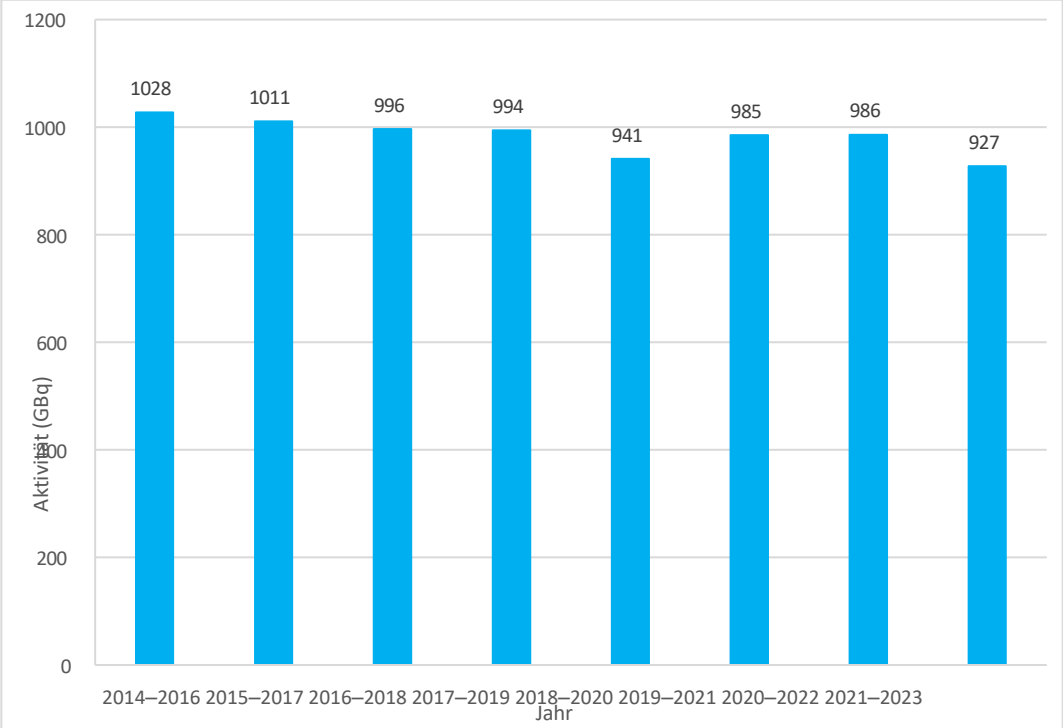


Abbildung 3: In die Atmosphäre freigesetzte Tritiumaktivität, gleitender 3-Jahres-Durchschnitt für den Zeitraum 2014–2023, Kernkraftwerk Blayais (GBq/Jahr)

Ergriffene Maßnahmen

Die dosimetrischen Auswirkungen der Tritiumfreisetzungen aus Kernkraftwerken hängen von der physikalisch-chemischen Form ab, in der das Tritium freigesetzt wird: tritiumhaltiges Wasser oder Wasserdampf, tritiumhaltiges Wasserstoff oder an organische Moleküle gebundenes Tritium.

Sowohl in Frankreich als auch international ist nachgewiesen, dass das in den atmosphärischen Emissionen von Druckwasserreaktoren (DWR) freigesetzte Tritium überwiegend in Form von tritiiertem Wasserdampf vorliegt[12,13]. In den flüssigen Abfällen dieser Reaktoren liegt das Tritium überwiegend in Form von tritiiertem Wasser vor.

EDF hat in Zusammenarbeit mit einem Universitätslabor eine Messmethode entwickelt, mit der sich die verschiedenen in den flüssigen Abfällen vorhandenen organischen Formen trennen lassen, Tritiummessungen mittels Szintillation mit geringem Hintergrundrauschen durchgeführt werden können und somit potenziell tritiumhaltige organische Formen identifiziert werden können. Die erzielten Ergebnisse lassen kein Vorhandensein tritiumhaltiger organischer Formen in den eingeleiteten Abfällen erkennen.

[12] Tritium in der Umwelt – Zusammenfassung des Wissensstands, Bericht IRSN DEI 2009-05.

[13] Weißbuch zum Tritium – Arbeitsgruppen unter der Schirmherrschaft der ASN von Mai 2008 bis April 2010.

Edelgase

Die in den in die Atmosphäre freigesetzten radioaktiven Abgasen enthaltenen Edelgase sind überwiegend Spaltprodukte. Die wichtigsten bei der Spaltungsreaktion entstehenden Edelgase sind Xenon-133, Xenon-135, Krypton-85 und Xenon-131m. Sie bleiben größtenteils in der Brennstoffhülle eingeschlossen. Eine geringe Menge kann jedoch bei Undichtigkeiten der Brennstoffhülle in das Wasser des Primärkreislaufs gelangen und so in die Abwässer gelangen. Es können auch Aktivierungsprodukte wie Argon-41 vorkommen. Die in den Lagerbehältern gesammelten Abwässer werden mindestens 30 Tage lang durch radioaktiven Zerfall behandelt – dies ist die vorgeschriebene Frist, damit die Radioaktivität vor der Einleitung ausreichend abklingen kann.

Abbildung 4 zeigt die jährliche Aktivität der in die Atmosphäre freigesetzten Edelgase durch das Kernkraftwerk Blayais im Zeitraum 2014–2023.

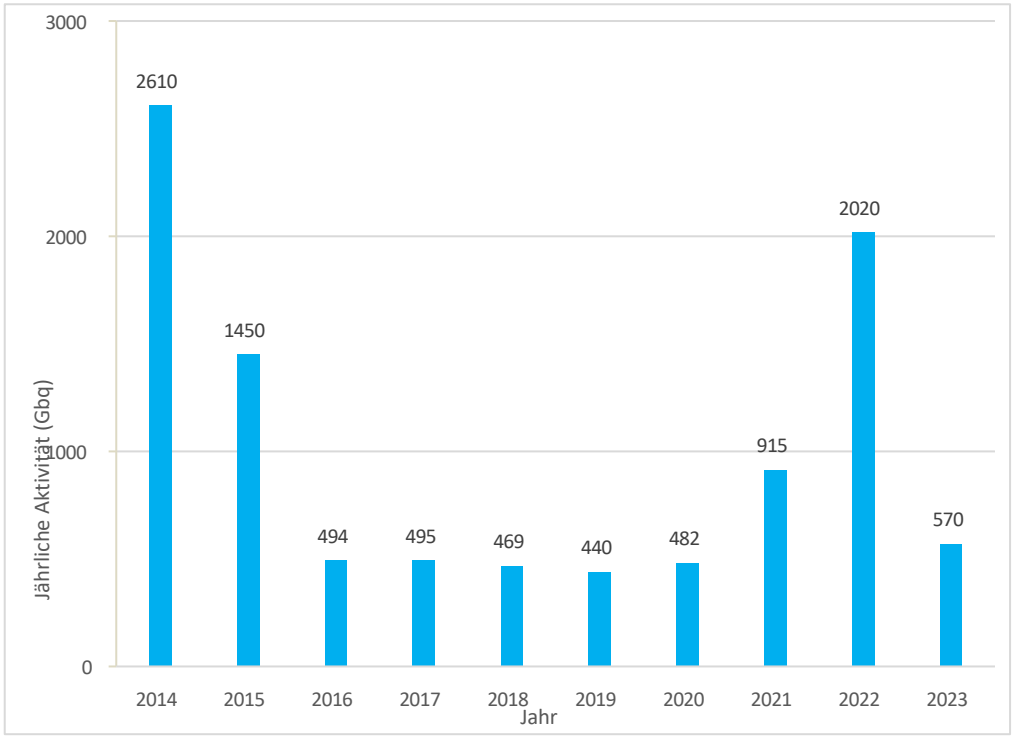


Abbildung 4: In die Atmosphäre freigesetzte Aktivität in Form von Edelgasen aus dem Kernkraftwerk Blayais im Zeitraum 2014–2023 (GBq/Jahr)

Die in Edelgasen freigesetzte Aktivität beträgt im Zeitraum 2014–2023 durchschnittlich 995 GBq pro Jahr.

Die Schwankungen der freigesetzten Aktivität in Edelgasen von Jahr zu Jahr hängen hauptsächlich vom Dichtheitszustand der Brennstoffhüllen ab. Bei Brennstoffwechseln werden defekte Brennelemente systematisch ausgetauscht.

Die in den Jahren 2014 und 2015 freigesetzten Aktivitäten in Edelgasen stehen im Zusammenhang mit der Dichtheit der Brennstoffhüllen von Reaktor Nr. 2. Die im Jahr 2022 freigesetzte Aktivität in Edelgasen steht im Zusammenhang mit der Dichtheit der Brennstoffhüllen von Reaktor Nr. 1. Die betroffenen Elemente wurden beim nächsten Brennelementwechsel ausgetauscht.

Die beobachteten geringen Emissionswerte wurden durch eine Reihe von Maßnahmen erreicht, darunter insbesondere:

- Maßnahmen zur Verbesserung der Dichtheit der Brennstoffhüllen;
- Maßnahmen zur Verbesserung der Dichtheit der Kreisläufe, in denen radioaktive Gase transportiert werden;

- der Möglichkeit, die Aktivität kurzlebiger Radionuklide länger abklingen zu lassen, indem die Entsorgung der Brennelemente aufgeschoben wurde;
- Verbesserungen bei der Überwachung und dem Austausch defekter Brennelemente.

Jod

Das in den radioaktiven Abwässern des Kernkraftwerks (hauptsächlich Jod-131 und Jod-133) enthaltene Jod ist ein Spaltprodukt, das im Brennstoff durch die Spaltung von Uran- oder Plutoniumatomen entsteht. Es verbleibt zum größten Teil in der Brennstoffhülle eingeschlossen. Eine geringe Menge kann jedoch im Falle einer Undichtigkeit der Brennstoffhülle in das Wasser des Primärkreislaufs gelangen und anschließend in den Abwässern wiedergefunden werden.

Die in den flüssigen radioaktiven Abwässern enthaltenen Iodverbindungen werden durch die Abwasseraufbereitungssysteme (Filtration, Entmineralisierung mit Harzen, Trennung durch Verdampfung) wirksam zurückgehalten. Iod-131 und Iod-133 haben kurze Halbwertszeiten (8 Tage bzw. 21 Stunden) und zerfallen daher schnell.

Das in den atmosphärischen radioaktiven Abgasen enthaltene Jod wird durch radioaktiven Zerfall in den Lagerbehältern abgebaut und/oder durch den Durchlauf durch Jodfallen (Aktivkohle) zurückgehalten.

Die Schwankungen der Jodfreisetzungen von Jahr zu Jahr hängen hauptsächlich von der Dichtheit der Brennstoffhüllen des laufenden oder eines vorherigen Zyklus (Restgehalt) sowie von der Wirksamkeit der Aufbereitungssysteme ab.

Abbildung **5** zeigt die jährliche Iodaktivität, die vom Kernkraftwerk Blayais im Zeitraum 2014–2023 in die Atmosphäre freigesetzt wurde. Die in diesem Zeitraum freigesetzten Iodaktivitäten sind gering und liegen im Durchschnitt bei 0,038 Gbq/Jahr.

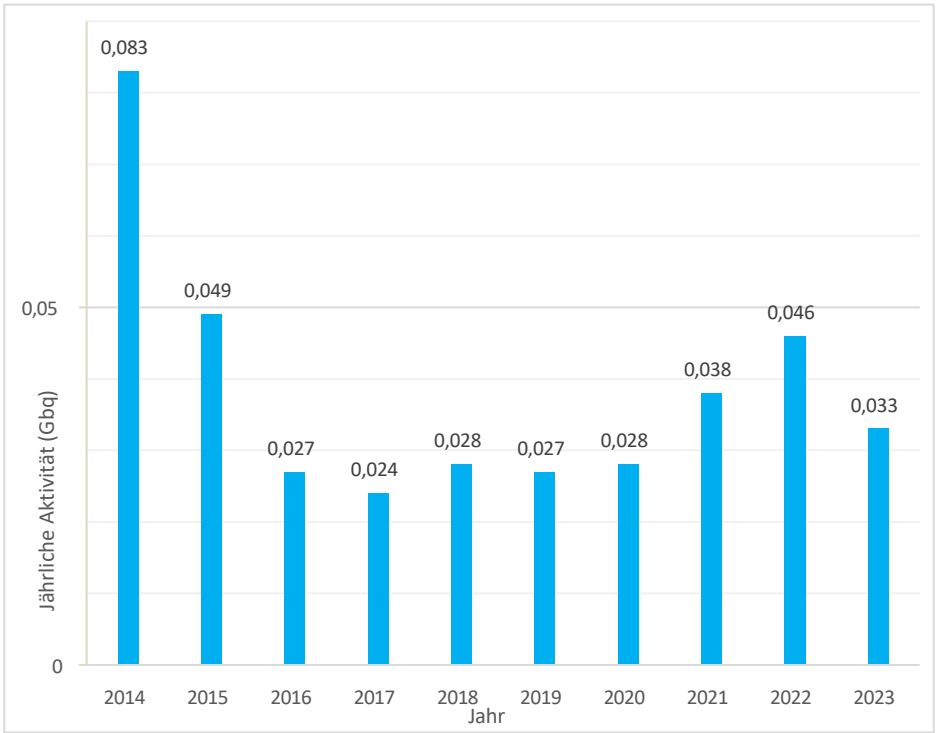


Abbildung 5: In die Atmosphäre freigesetzte Jodaktivität des Kernkraftwerks Blayais im Zeitraum 2014–2023 (GBq/Jahr)

Die im Jahr 2014 festgestellte Aktivität steht im Zusammenhang mit der Dichtheit der Brennstoffhüllen von Reaktor Nr. 2. Die betroffenen Brennelemente wurden bei der folgenden Brennelementwechselaktion ausgetauscht.

Die Iodfreisetzungen in flüssiger Form sind in der nachstehenden Abbildung 6 dargestellt:

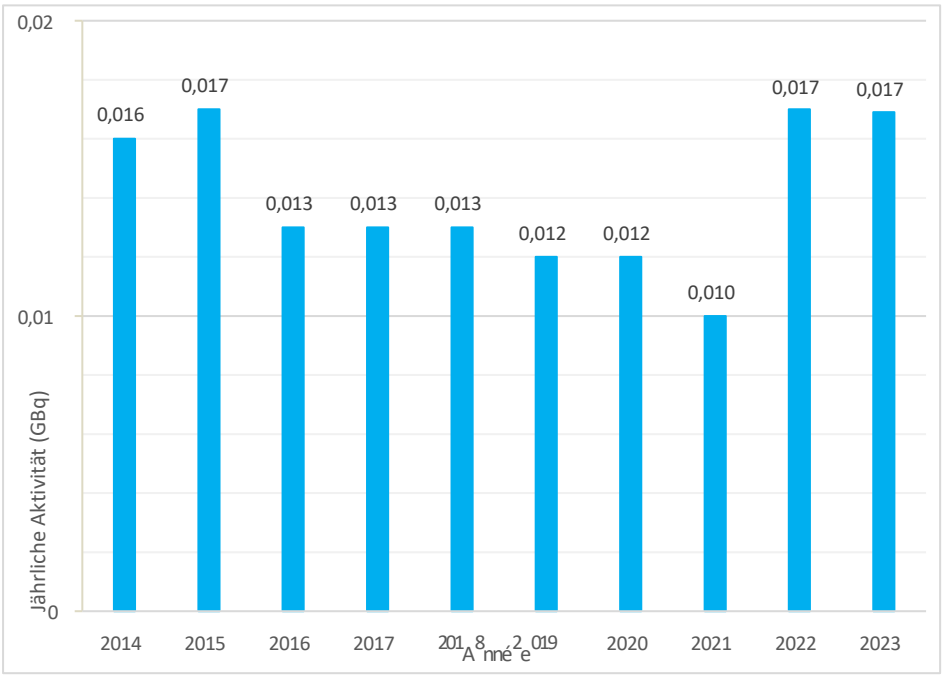


Abbildung 6: In den flüssigen Abwässern des Kernkraftwerks Blayais im Zeitraum 2014–2023 eingeleitete Jodaktivität (GBq/Jahr)

Die im Berichtszeitraum über flüssige Abfälle eingeleitete Jodaktivität ist gering und beträgt im Durchschnitt 0,014 GBq pro Jahr.

Ergriffene Maßnahmen

Um darüber hinaus die Konformität der Lüftungssysteme hinsichtlich der Einhaltung der Sicherheitskriterien gemäß den Vorgaben der 4. Zehnjahresinspektion (VD4) für Jodfreisetzungen zu gewährleisten, setzt EDF die Änderung PNPP1945 „Lüftung von Jodräumen“ um, die darin besteht, die identifizierten Räume an eine Absauganlage mit Jodfilter anzuschließen. Diese Änderung ist Teil des Umfangs der Phase B des 4. RP 900 und wird am Reaktor Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais im Einklang mit dem Zeitplan für deren Umsetzung integriert.

Sonstige Beta- oder Gamma-emittierende Spalt- oder Aktivierungsprodukte („sonstige PF/PA“)

Neben den bereits zuvor genannten Radionukliden lassen sich die im Prozess vorhandenen radioaktiven Stoffe in zwei Kategorien einteilen:

- Spaltprodukte (SP), die im Brennstoff durch die Spaltung von Uran- oder Plutoniumatomen entstehen. Bei diesen Spaltprodukten handelt es sich um Radionuklide wie Cäsium-134 und Cäsium-137, die fast vollständig im Brennstoff eingeschlossen bleiben. Eine geringe Menge kann jedoch bei Undichtigkeiten der Brennstoffhülle in das Wasser des Primärkreislaufs gelangen und anschließend in den Abwässern wiederzufinden sein;

- Aktivierungsprodukte (AP), die außerhalb des Brennstoffs durch die Einwirkung von Spaltneutronen auf die dem Neutronenfluss ausgesetzten Komponenten (Reaktorbehälter, Rohrleitungen, Steuerstäbe) sowie auf die im Wasser des Primärkreislaufs enthaltenen chemischen Elemente wie Bor, Lithium und die von den mit dem Primärmedium in Kontakt stehenden Oberflächen freigesetzten Korrosionsprodukte entstehen. Zu den Aktivierungsprodukten zählen insbesondere die Kobaltisotope 58 und 60, Mangan-54, Antimon-124 und Silber-110m.

Die übrigen Spalt- und Aktivierungsprodukte (Beta- oder Gamma-Strahler außer Tritium, Kohlenstoff-14, Jod und Edelgase), die in Form von Aerosolen in den Abgasen vorhanden sind, werden durch radioaktiven Zerfall in den Lagerbehältern behandelt und/oder durch den Durchlauf durch Hochleistungsfilter zurückgehalten.

In den flüssigen Abfällen werden die übrigen Spalt- und Aktivierungsprodukte (Beta- oder Gamma-Strahler außer Tritium, Kohlenstoff-14 und Jodverbindungen) größtenteils durch die Aufbereitungssysteme (Filter oder Harze) des kontinuierlichen Wasserreinigungssystems des Primärkreislaufs (RCV-Kreislauf) und der Abwasseraufbereitungssysteme (TEP- und TEU-Kreisläufe). Im gesamten Kraftwerkspark ist die Aktivität dieser von den in Betrieb befindlichen Reaktoren freigesetzten Radionuklide seit 1985 um den Faktor 100 zurückgegangen.

Dieses Ergebnis ist auf die Verbesserungen an den Sammel- und Aufbereitungskreisläufen sowie auf die Bemühungen des Betreibers zurückzuführen, die Entstehung von Abwässern bereits an der Quelle zu reduzieren. Das erreichte Ableitungsniveau bei PF und PA wird als optimal angesehen.

Die jährliche Aktivität anderer Spalt- oder Aktivierungsprodukte, Beta- oder Gamma-Strahler („andere PF/FA“), die vom Kernkraftwerk Blayais im Zeitraum 2014–2023 in die Atmosphäre freigesetzt wurden, ist in Abbildung 7 dargestellt und liegt im Durchschnitt bei etwa 0,006 GBq.

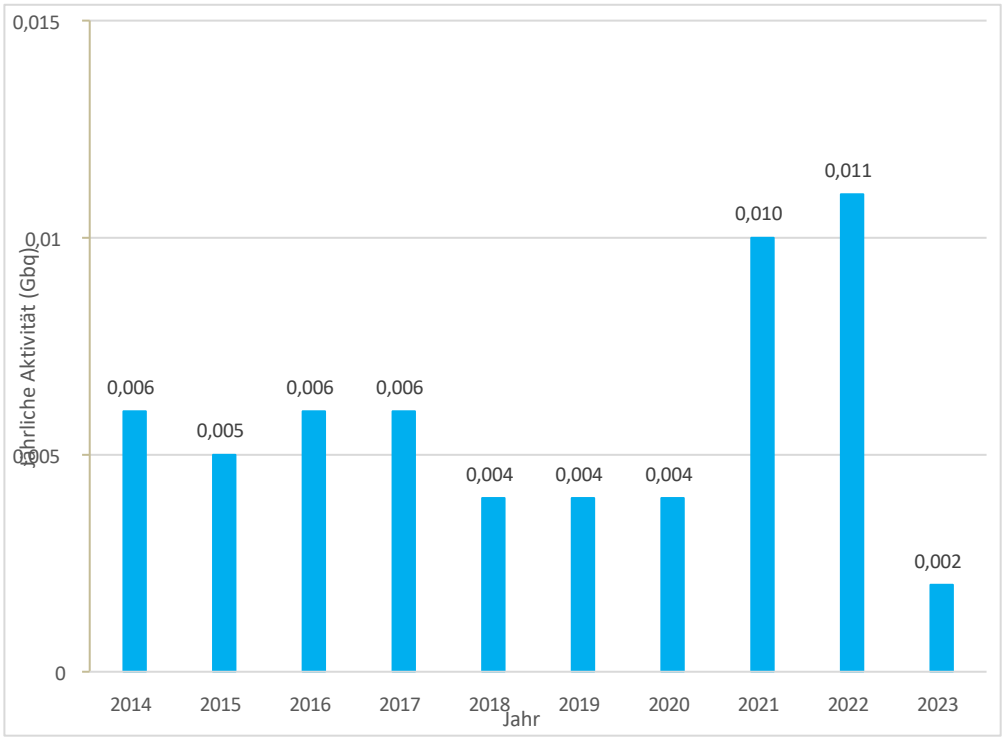


Abbildung 7: In die Atmosphäre freigesetzte Aktivität anderer PF/PA durch das Kernkraftwerk Blayais im Zeitraum 2014–2023 (GBq/Jahr)

Die in den Bezugszeitraum in die Atmosphäre freigesetzte Aktivität anderer PF-PA ist gering. Die jährlich freigesetzte Aktivität liegt deutlich unter den gesetzlichen Grenzwerten (Jahresgrenzwert bei 0,28 GBq). Der Anstieg der Aktivität anderer PF-PA, der in den Jahren 2021 und 2022 beobachtet wurde, steht im Zusammenhang mit dem punktuellen Nachweis von Radionukliden.

Abbildung 8 zeigt die jährliche Aktivität an „sonstigen PF/PA“, die im Zeitraum 2014–2023 vom Kernkraftwerk Blayais in die flüssigen Abwässer eingeleitet wurde. Sie liegt im Durchschnitt bei etwa 0,495 GBq/Jahr.

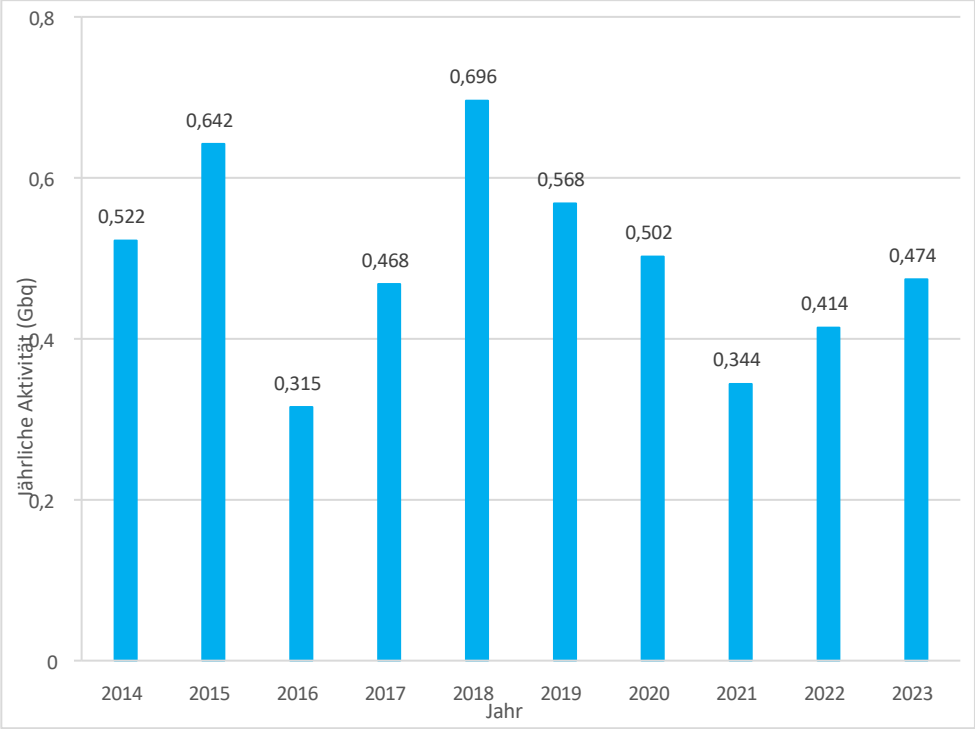


Abbildung 8: In die Abwässer der Kernkraftanlage Blayais eingeleitete Aktivität in anderen radioaktiven Stoffen im Zeitraum 2014–2023 (GBq/Jahr)

Insgesamt ist die freigesetzte Aktivität im Zeitraum 2014–2023 gering.

1.2.4.2.2 Bilanz der Einleitungen chemischer Abwässer

Der Betrieb eines Kernkraftwerks erfordert den Einsatz chemischer Stoffe, die zu Einleitungen in die Umwelt in flüssiger Form oder in die Atmosphäre führen. Die wichtigsten Parameter, die für die Einleitung chemischer Abwässer des Kernkraftwerks Blayais repräsentativ sind, stammen aus dem flüssigen Bereich.

Die Stoffe, deren Einleitung in die Umwelt ein Problem darstellt, sind:

- Borsäure, Hydrazin, Morpholin, Ethanolamin und Gesamtstickstoff aus der Aufbereitung der Primär- und Sekundärkreisläufe;
- Phosphate, die aus der Aufbereitung bestimmter nuklearer und konventioneller Hilfskreisläufe stammen, vor allem aus den Zwischenkühl- und Heißwasserkreisläufen.

In den folgenden Abschnitten werden die Bilanz dieser wichtigsten Parameter über einen Zeitraum von zehn Jahren sowie die vom Betreiber durchgeführten oder eingeleiteten Optimierungsmaßnahmen dargestellt.

Einleitungen von Borsäure

In Lösung im Wasser des Primärkreislaufs trägt Borsäure (H_3BO_3) zusammen mit den Steuerstäben zur Steuerung der Kernreaktion bei. Bor-10, ein Isotop, das zu etwa 20 % im natürlichen Bor vorkommt, absorbiert Neutronen und bildet dabei (radioaktives) Tritium oder (stabiles) Lithium-7. Die Borkonzentration im Wasser des Primärkreislaufs schwankt im Laufe des Reaktorzyklus. Der Borgehalt zu Beginn des Zyklus wird in Abhängigkeit von neutronischen Parametern und der gewünschten Zyklusdauer festgelegt. Seine Konzentration sinkt im Laufe des Zyklus allmählich ab. Dazu wird es aus dem Primärkreislauf abgeführt und gelangt in die radioaktiven Abwässer. Im Primärkreislauf verändert sich die Konzentration von 2.000 ppm zu Beginn des Zyklus auf einen Wert nahe Null am Ende des Zyklus.

Die borhaltigen radioaktiven Abwässer aus dem Primärkreislauf können nach Durchlaufen des Aufbereitungssystems für Primärabwässer (TEP) als Zusatzwasser für den Primärkreislauf wiederverwendet werden. Diese bereits bei der Auslegung vorgesehene Rückführung ermöglicht es, die in Form von Borsäure eingeleiteten Mengen zu begrenzen.

Die nicht in den Primärkreislauf zurückgeführte Borsäure (Entkonzentration) sowie die borhaltigen radioaktiven Abwässer, die hauptsächlich bei Probenahmen, Wartungsarbeiten (Entleerung) und der Brennstoffentnahme oder im Falle einer Undichtigkeit von Bauteilen anfallen, werden dem Abwasseraufbereitungssystem (TEU) zugeführt. Die Borsäure liegt nach der Aufbereitung durch Verdampfung entweder in Form von festem Abfall (Konzentrat) oder in Form von flüssigem Abwasser in den Lager- und Kontrollbehältern vor der Einleitung vor.

Abbildung 9 zeigt die jährlichen Einleitungen von Borsäure aus dem Kernkraftwerk Le Blayais in flüssiger Form für den Zeitraum 2014–2023.

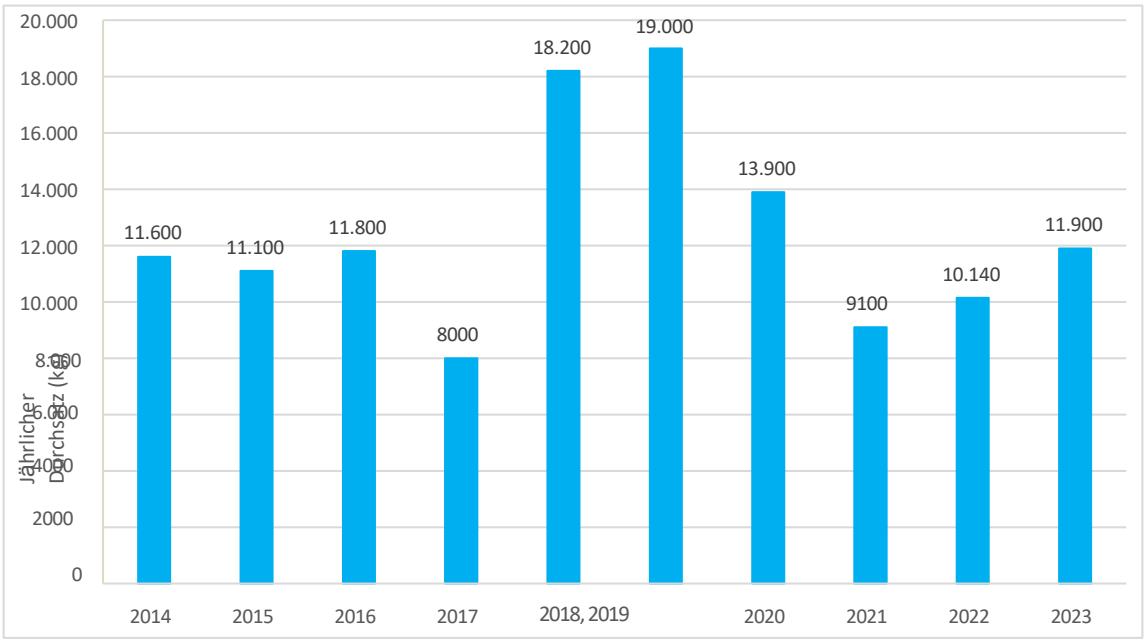


Abbildung 9: Jährliche Borsäureeinleitungen des Kernkraftwerks Blayais im Zeitraum 2014–2023

Im Bezugszeitraum belief sich die Menge der eingeleiteten Borsäure im Durchschnitt auf 12.470 kg pro Jahr.

Die in den Jahren 2018 und 2019 festgestellten Mengen lassen sich unter anderem durch zahlreiche Entsilikatisierungsmaßnahmen zur Einhaltung der chemischen Betriebsvorschriften für den Primärkreislauf sowie durch eine automatische Abschaltung des Reaktors Nr. 4 erklären.

Hydrazin-Emissionen

Hydrazin (N_2H_4) wird hauptsächlich im Sekundärkreislauf eingesetzt, um den Gehalt an gelöstem Restsauerstoff zu reduzieren, ein reduzierendes Milieu aufrechtzuerhalten und so die Korrosion der im Kreislauf vorhandenen Werkstoffe zu minimieren. Hydrazin wird in Form von Hydrazinhydrat ($N_2H_4 \cdot H_2O$) eingespeist und zersetzt sich bei Erwärmung zu Ammoniak, der zur Aufrechterhaltung des pH-Werts beiträgt. Die Zersetzungsrate von Hydrazinhydrat zu Ammoniak ist hoch; ein auf einen hohen pH-Wert eingestellter Reaktor verbraucht mehrere Tonnen Hydrazin pro Jahr bei Einleitungen von weniger als 1 kg (pro Reaktor). Vor der Ableitung fließen die Abwässer des Sekundärkreislaufs durch die Sammelbehälter für das Grubenwasser aus dem Maschinenraum (Ex-Behälter).

Hydrazinhydrat wird in sehr begrenztem Umfang auch im Primärkreislauf eingesetzt, um während der Wiederanlaufphase die „chemische Stabilisierungsphase“ zwischen 60 °C und 120 °C (Entfernung von Sauerstoff aus dem Primärkreislauf) durchzuführen. Überschüssiges Hydrazinhydrat wird beim Temperaturanstieg thermisch zu Ammoniak zersetzt („thermisches Cracking“).

Schließlich wird Hydrazinhydrat zur Nasskonditionierung der Dampferzeuger (GV) bei Reaktorstillstand verwendet. Im Rahmen dieser Anwendung werden eventuelle Flüssigkeitsabfälle hauptsächlich in die T-Behälter geleitet, die für die Aufnahme der flüssigen Abfälle aus dem Kernkraftwerksbereich vorgesehen sind.

In den T- und Ex-Behältern wird das Hydrazin durch Oxidation in Distickstoff (N_2) und Wasser umgewandelt. Diese Reaktion wird durch das Umrühren des Abwassers und – bei entsprechend ausgestatteten Behältern – durch Luftbelüftung in Verbindung mit der Zugabe von Kupfersulfat (Reaktionskatalysator) gefördert.

Im Kernkraftwerk Blayais erfolgt der Abbau von Hydrazin seit 2009 in den T-Behältern und seit 2011 in den Ex-Behältern durch Luftbeaufschlagung und die Zugabe von Kupfersulfat ($CuSO_4$).

Abbildung 10 zeigt die jährlichen Hydrazin-Emissionen aus den T-, S- und Ex-Behältern des Kernkraftwerks Blayais im Zeitraum 2014–2023.

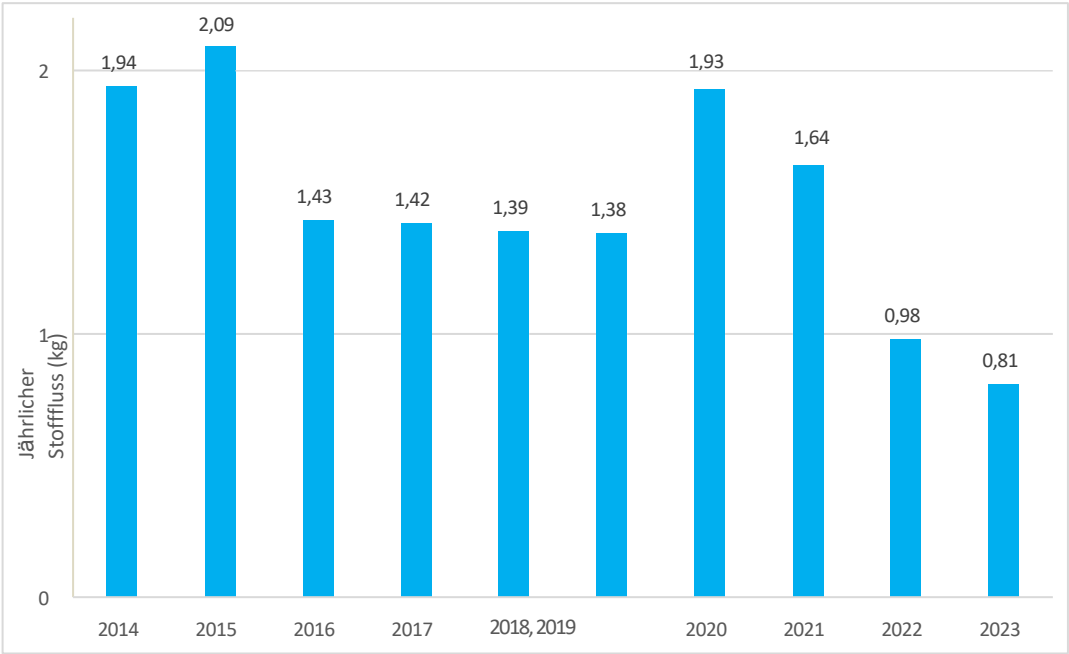


Abbildung 10: Jährliche Hydrazin-Emissionen des Kernkraftwerks Blayais im Zeitraum 2014–2023 Die

Hydrazin-Emissionen betragen im Durchschnitt 1,5 kg für die vier Reaktoren im Zeitraum 2014–2023. Ergriffene

Maßnahmen

Es wird eine technische Überwachung durchgeführt, um einen möglichen Ersatzstoff für Hydrazin zu identifizieren.
Derzeit zeigen diese Überwachungsarbeiten, dass es keinen anderen Stoff gibt, der die gleichen chemischen Eigenschaften aufweist und die Konditionierung der Kreisläufe in allen auftretenden Betriebszuständen des Reaktors ermöglicht.

Darüber hinaus werden derzeit in allen Kernkraftwerken des Parks Optimierungen am Hydrazinhydrat-Einspritzsystem (SIR) vorgenommen. So sollen die Kolben-Dosierpumpen schrittweise durch Doppelmembranpumpen ersetzt werden, die eine bessere Dichtheit aufweisen. Diese Umrüstung ist für die vier Reaktoren des Kernkraftwerks Blayais vorgesehen.

Emissionen von Morpholin und Ethanolamin

Morpholin (C4H9NO) und Ethanolamin (C2H7NO) sind flüchtige Amine, die zur Konditionierung des Sekundärkreislaufs eingesetzt werden, um einen optimalen pH-Wert zur Verhinderung von Korrosion im gesamten Kreislauf aufrechtzuerhalten. Ihre Wirkung auf den pH-Wert wird durch Ammoniak ergänzt, das bei der thermischen Zersetzung von Hydrazin entsteht. Die Konditionierung des Sekundärkreislaufs unterliegt chemischen Spezifikationen, die insbesondere unter Berücksichtigung der Art der vor Korrosion zu schützenden Werkstoffe und der Umgebungsbedingungen festgelegt werden. Morpholin und Ethanolamin werden ebenfalls für die Nasskonditionierung von Dampferzeugern verwendet.

Die das Konditionierungsamin enthaltenden Abwässer stammen aus den Entleerungen zur Konzentrationsreduzierung, die zur Einhaltung der chemischen Spezifikationen des Sekundärkreislaufs durchgeführt werden, aus Wasserverlusten (Probenahmen, Undichtigkeiten) sowie aus den Entleerungen der Dampferzeuger und der Wasserstation während Abschalt- und Wartungsarbeiten. Die Abwässer werden vor der Einleitung in die Lager- und Kontrollbehälter geleitet.

Ergriffene Maßnahmen

Im Rahmen eines kontinuierlichen Verbesserungsprozesses ist unter den drei verwendeten Substanzen (Ammoniak, Morpholin, Ethanolamin) zur Aufrechterhaltung eines optimalen pH-Werts im Sekundärkreislauf derzeit die Konditionierung mit Ethanolamin (C_2H_7NO) das Ziel, da sie den besten Kompromiss zwischen dem Schutz der Anlagen und den Einleitungen bietet. Tatsächlich weist Ethanolamin gegenüber Morpholin folgende Vorteile auf:

- Dank seiner höheren Basizität sind die zur Aufrechterhaltung des vorgegebenen pH-Werts erforderlichen Ethanolamin-Mengen geringer als die Morpholin-Mengen, die zur Aufrechterhaltung desselben pH-Werts benötigt werden; die Ethanolamin-Aufbereitung verursacht daher weniger Abfälle;
- Dank seiner geringen Flüchtigkeit bietet Ethanolamin bei gleichem pH-Wert einen besseren Schutz als Morpholin gegen Korrosion und Erosion von unlegierten oder niedriglegierten Stählen in den flüssigen Anteilen von Zweiphasenbereichen und trägt so dazu bei, die Betriebsdauer der Rohrleitungen und Druckbehälter der Wasserstation zu verlängern;
- Ethanolamin ist thermisch stabiler als Morpholin und erzeugt weniger Zersetzungsprodukte im Sekundärkreislauf;
- Ethanolamin ist biologisch besser abbaubar als Morpholin.

Im Kernkraftwerk Blayais wurde Morpholin bis 2017 verwendet, dann wurde es in allen vier Reaktoren durch Ethanolamin ersetzt.

Abbildung 11 zeigt den jährlichen Morpholin-Durchsatz, der bis 2017 insgesamt stabil war.

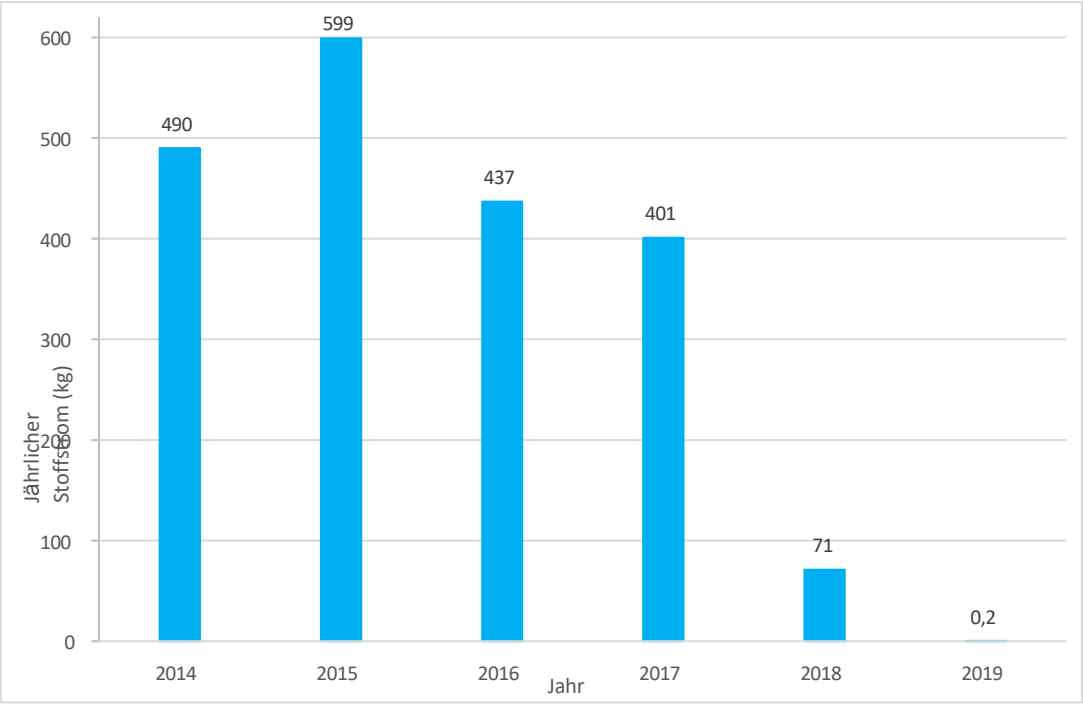


Abbildung 11: Jährliche Morpholin-Emissionen des Kernkraftwerks Blayais im Zeitraum 2014–2019

Abbildung 12 zeigt den jährlichen Fluss der Ethanolamin-Emissionen.

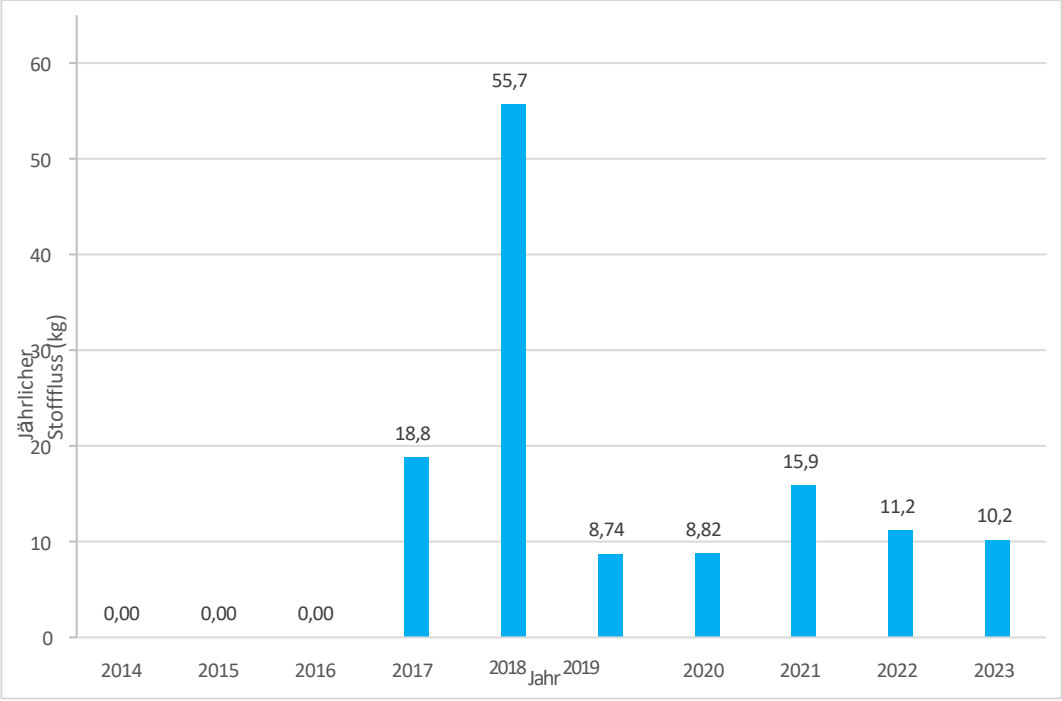


Abbildung 12: Jährliche Ethanolamin-Emissionen des Kernkraftwerks Blayais im Zeitraum 2014–2023

Ende 2018 entschied sich das Kernkraftwerk Blayais für ein Messverfahren mit einer niedrigeren Bestimmungsgrenze, das somit besser für den zu messenden Ethanolamin-Fluss geeignet ist. Infolgedessen wurden die Emissionen in den Jahren 2017 und 2018 zu hoch angesetzt.

Stickstoffemissionen

Stickstoff, der überwiegend in Form von Ammoniak vorliegt, entsteht durch den thermischen Abbau von Hydrazinhydrat, das zur Konditionierung des Sekundärkreislaufs eingesetzt wird, um die Korrosion in diesem Kreislauf zu verringern. Bei Reaktorstillständen kann Ammoniak zur Nasskonditionierung der Dampferzeuger verwendet werden.

Abbildung 13 zeigt die jährlichen Gesamtstickstoffemissionen (Ammonium, Nitrite, Nitrate) aus den Behältern T, S und Ex für den Zeitraum 2014–2023. Die jährlichen Stickstoffemissionen betragen im Durchschnitt 1.670 kg für das Kernkraftwerk Blayais.

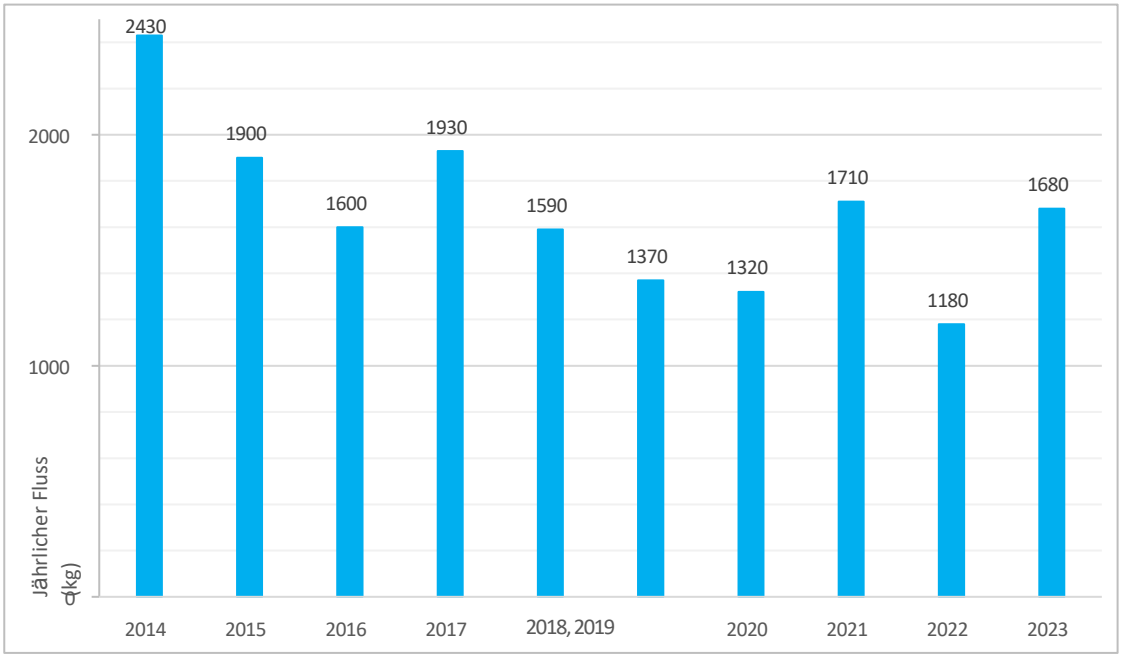


Abbildung 13: Jährliche Gesamtstickstoffemissionen des Kernkraftwerks Blayais im Zeitraum 2014–2023

Im Zeitraum 2014–2023 ist ein rückläufiger Trend bei den Gesamtstickstoffemissionen zu beobachten.

Phosphat-Emissionen

Trinatriumphosphat (Na_3PO_4) wird zur Aufbereitung der Zwischenkühlkreisläufe des Kernkraftwerksbereichs (RRI- und DEG-Kreisläufe) sowie der Kreisläufe des nicht-nuklearen Bereichs verwendet, zu denen die Zwischenkühlung (SRI-Kreislauf) und die Verteilung von überhitztem Wasser (SES) gehören. Phosphathaltige Abwässer entstehen bei den notwendigen Nachfüllungen, Ableitungen oder Entleerungen dieser Kreisläufe, um die chemischen und radiochemischen Spezifikationen einzuhalten.

Abbildung 14 zeigt die jährlichen Phosphat-Einleitungen aus den Behältern T, S und Ex des Kernkraftwerks Blayais im Zeitraum 2014–2023. Die durchschnittliche jährliche Phosphat-Einleitung im Bezugszeitraum beträgt 238 kg.

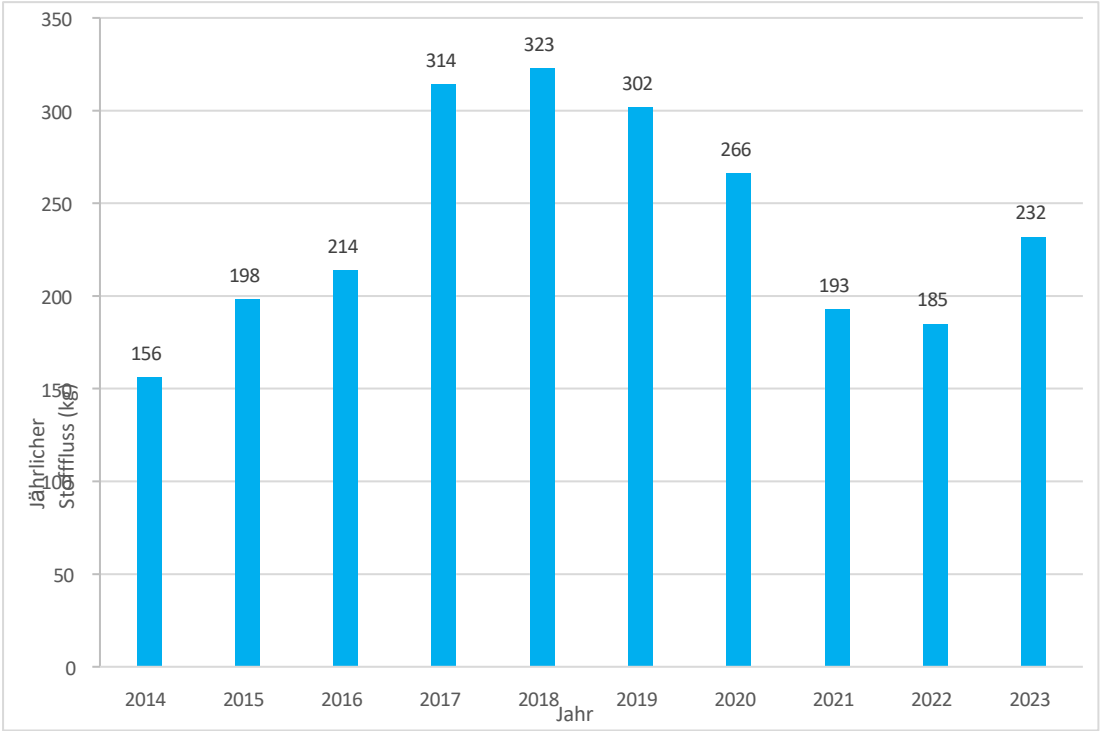


Abbildung 14: Jährliche Phosphat-Einleitungen des Kernkraftwerks Blayais im Zeitraum 2014–2023

Die Phosphatfreisetzungen waren im betrachteten Zeitraum insgesamt gering.

Die in den Jahren 2017 bis 2019 beobachteten Freisetzungen sind auf einen zufälligen Materialfehler an der thermischen Barriere einer Pumpe sowie auf zwei Undichtigkeiten an Wärmetauschern im nicht-nuklearen Teil der Anlage zurückzuführen.

1.2.4.3 Bilanz der Wärmeabgaben

In einem Kernkraftwerk wird gemäß dem thermodynamischen Carnot-Prinzip etwa ein Drittel der vom Reaktor erzeugten Wärmeenergie in Strom umgewandelt. Der Rest, also etwa zwei Drittel, wird in Form von Wärme über den Kondensator an eine Kältequelle abgegeben, bei der es sich entweder um das Gewässer (sogenannte „offene" Kältequelle) oder um die Atmosphäre (über Kühltürme, sogenannte „geschlossene" Kältequelle) handeln kann. Es kommt also zu Wärmeabgaben in die natürliche Umwelt.

Der Kühlkreislauf des Kernkraftwerks Blayais ist ein offener Kreislauf. Das aus der Gironde entnommene Wasser wird nach seinem Durchfluss durch den Kondensator vollständig wieder in die Umwelt zurückgeführt.

Für das Kernkraftwerk Blayais sind die drei vorgeschriebenen Parameter:

- die an jedem Auslass gemessene Einleitungstemperatur;
- die Erwärmung zwischen der Wasserentnahmestelle und der Einleitung an jedem Auslass;
- die Temperatur in der Mündung im unmittelbaren Umfeld der Einleitungsanlagen (Thermographen Nr. 2 und Nr. 5).

Die Bilanz der Wärmeeinleitungen des Kernkraftwerks Blayais wurde für den für die Überprüfung festgelegten Analysezeitraum (2014–2023) erstellt und orientiert sich an den Grenzwerten und Modalitäten der Einleitungsverordnung vom 18. September 2003[14], die in den zehn analysierten Jahren in Kraft war.

[14] Die Verordnung vom 18. September 2003 wurde im Juni 2023 zugunsten der neuen Standortentscheidungen aufgehoben

Die nachstehende Tabelle 4 zeigt die Höchst- und Durchschnittswerte der Temperatur und der Erwärmung am Einleitungsort, gemessen an den vier Einlaufstellen, sowie die im Mündungsgebiet im Nahfeld der Einleitungen gemessene Temperatur (Thermographen Nr. 2 und Nr. 5). Diese Bilanz wurde auf der Grundlage der täglichen Höchstwerte der zehn Jahre erstellt.

Tabelle 4: Charakteristische Werte der Überwachungsparameter für thermische Einleitungen [2014–2023]

Tägliche Höchstwerte	An den Überlaufbauwerken gemessene Temperatur (°C) – vom 16. Oktober bis zum 14. Mai				Gemessene Temperatur an den Überläufen (°C) – vom 15. Mai bis zum 15. Oktober			
	D1	D2	D3	D4	D1	D2	D3	D4
Durchschnitt	20,9	21,1	21,0	21,1	30,4	30,7	30,3	30,3
Maximum	29,5	29,8	29,9	29,9	36,3	36,5	36,5	36,4
Gesetzliche Grenzwerte	30 °C				36,5 °C			

Tägliche Höchstwerte	An den Überläufen gemessene Erwärmung Nr. 5				Im Feld gemessene Temperatur in der Nähe der Thermographen Nr. 2 und 5 (°C)
	D1	D2	D3	D4	Maximum (T2, T5)
Durchschnitt	8,7	8,7	8,7	8,5	18,3
Maximum	11,0	12,5	11,3	11,3	29,0
Gesetzliche Grenzwerte	11 °C				30 °C

In den zehn analysierten Jahren wurde an den Überläufen D3 und D4 der Grenzwert von 11 °C für die Abwassertemperatur punktuell überschritten. Die Überschreitungen lagen im Bereich von 0,1 °C bis 0,3 °C über Zeiträume von 1 bis 3 Stunden pro Tag, was einer kumulierten Dauer von 28 Stunden entspricht. Diese geringen Überschreitungen von sehr kurzer Dauer werden als ohne Auswirkungen auf die Umwelt angesehen.

Am Überlauf D2 erreichte die Erwärmung am Auslass im Juli 2021 über einen Zeitraum von 12 Stunden einen Wert von 12,5 °C. Das Kernkraftwerk hat die Erwärmung durch eine Verringerung der Leistungsabgabe von Reaktor Nr. 2 begrenzt. Die Behörde für nukleare Sicherheit wurde über diese Situation informiert.

Die Temperatur am Einleitungsort und die Temperatur im Nahfeld in der Mündung blieben während des gesamten analysierten Zeitraums unter den gesetzlichen Grenzwerten.

Die Bilanz der Wärmeeinleitungen im Zeitraum 2014–2023 zeigt, dass das Kernkraftwerk Blayais die für Wärmeeinleitungen geltenden Grenzwerte eingehalten hat, mit Ausnahme einiger sehr vereinzelter Überschreitungen der Erwärmung am Einleitungsort.

Ergriffene Maßnahmen

Im Rahmen der Aktualisierung der Charakterisierungsstudien zur Wärmepfeife des Kernkraftwerks Blayais und der behördlichen Überwachung der Einleitungsgenehmigungen wurden alle vier Jahre Infrarot-Luftthermografien durchgeführt. Seit 2011 wurden drei Messkampagnen durchgeführt: im Februar–März 2013, im September–Oktober 2017 und im August 2021. Diese Messungen ermöglichen es, die Oberflächenwassertemperatur in dem von der Thermografie erfassten Gebiet zu ermitteln und anschließend die Gültigkeit des von EDF R&D erstellten numerischen 3D-Modells zu überprüfen.

Mithilfe der Luftthermografien lassen sich die Veränderungen der Oberflächenausbreitung in Abhängigkeit von der Gezeitenbewegung charakterisieren. Diese wurden bei mittleren Gezeiten (von Nippwasser bis mittlerem Flutwasser) durchgeführt:

- Die Strömungen transportieren die Wärmefahne und vermischen sie dabei mit dem Wasser der Mündung;

- Die Position der thermischen Strömung variiert je nach den Bewegungen der Wassermassen im Verlauf der Gezeiten: Bei Ebbe erstreckt sich die thermische Plume flussabwärts, während sich bei der Umkehr der Strömung bei Flut die Strömungsrichtung flussaufwärts ändert und die Plume dann aufgrund der Asymmetrie zwischen Flut und Ebbe in der Mündung über eine geringere Strecke flussaufwärts wandert als flussabwärts;
- Die maximale Erwärmung, die an der Oberfläche in der Nähe der Einleitungen zu beobachten ist, liegt im Bereich von +3 °C bis +6 °C im Vergleich zur Temperatur im Mündungsgebiet außerhalb der thermischen Strömung (abhängig vom Zeitpunkt und vom Gezeitenkoeffizienten);
- Die Ausdehnung der Ausbreitung ist bei Ebbe größer, wobei die sichtbare Ausbreitung eine Länge zwischen 3 und 9 km aufweist (abhängig von den Gezeiten).

Das numerische Modell TELEMAC-3D wurde 2021 von EDF R&D auf der Grundlage der neuesten bathymetrischen Daten des CEREMA und der jüngsten Luftthermografien der Mündung aktualisiert. Ziel des Modells ist es, die Entwicklung der thermischen Abgasfahne des Kernkraftwerks Blayais im Normalbetrieb bei voller Leistung und für verschiedene Gezeitenkoeffizienten zu simulieren.

Die regelmäßig durchgeführten Messungen sowie die Ergebnisse des numerischen Modells, kombiniert mit den Erfahrungen aus der Überwachung der Wärmeeinleitungen, ermöglichen es heute, die thermischen Auswirkungen der Einleitungen in die Mündung des Kernkraftwerks Blayais genau zu kennen.

1.2.4.4 Abfallbilanz

Das Kernkraftwerk Blayais optimiert die Abfallbewirtschaftung durch die Anwendung folgender Grundsätze:

- Reduzierung der Entstehung und der Schädlichkeit radioaktiver und konventioneller Abfälle bereits an der Quelle;
- Abfälle entsprechend ihrer Art und ihren Eigenschaften selektiv zu sammeln und zu trennen, um sie so effizient wie möglich zu behandeln;
- die Konditionierung zu optimieren, um die Abfälle so weit wie nötig einzuschließen und die von den Behandlungs- und/oder Endlagerungsketten festgelegten Anforderungen zu erfüllen;
- die Abfälle so zu lagern und zu überwachen, dass unter allen Umständen die Einhaltung der geltenden Vorschriften gewährleistet ist;
- die Verwertung und/oder die Nutzung lokaler Entsorgungswege zu fördern, sofern dies möglich ist.

Diese verschiedenen Schritte zielen darauf ab, die Annehmbarkeit der Abfälle durch die jeweiligen Entsorgungswege zu gewährleisten und deren Auswirkungen zu begrenzen, insbesondere bei radioaktiven Abfällen, die für die Endlagerstätten der Nationalen Agentur für die Entsorgung radioaktiver Abfälle (ANDRA) bestimmt sind.

Diese optimierte Abfallbewirtschaftung basiert im Wesentlichen auf der Abfallzoneneinteilung, die es ermöglicht:

- die Abfälle (radioaktive und konventionelle) zuverlässig, sicher, funktionsfähig und nachhaltig zu verwalten;
- die Mengen an anfallenden radioaktiven Abfällen zu begrenzen, indem ein Zonierungsplan vorgeschlagen wird, der an die strahlenbiologischen Risiken und die Art der betreffenden Objekte und Räumlichkeiten angepasst ist;
- alle Lebensphasen der Anlage abzudecken: Planung, Betrieb, Rückbau und Sanierung.

1.2.4.4.1 Bilanz der radioaktiven Abfälle

Die kontinuierlichen Fortschritte bei der Auslegung von Kernkraftwerken, der Brennstoffbewirtschaftung und dem Betrieb der Anlagen haben eine Reduzierung der radioaktiven Abfälle an der Quelle ermöglicht. Zwischen 1985 und 1995 führte diese Reduzierung an der Quelle, ergänzt durch die Optimierung der Verfahren zur Behandlung und Konditionierung der Abfälle, dazu, dass das Volumen der jährlich an den Standorten anfallenden und konditionierten schwach- und mittelradioaktiven kurzlebigen Abfälle um zwei Drittel verringert werden konnte.

Die jährliche Produktion an konditionierten Technologie- und Prozessabfällen des Kraftwerksparks sank somit von durchschnittlich 360 m³ auf 110 m³ pro Reaktor.

Dieses Produktionsniveau in der Größenordnung von 100 m³ pro Reaktor stellt eine technische Untergrenze dar, die angesichts des Wartungsprogramms im Zusammenhang mit der Generalüberholung[15] steigen könnte.

Lagerung radioaktiver Abfälle

Es wurden Verbesserungsmaßnahmen eingeleitet, um ein zufriedenstellendes Maß an Kontrolle über die Lagerung der konditionierten oder in der Konditionierung befindlichen Abfälle zu erreichen. Insbesondere die Maßnahmen, die sich aus den Empfehlungen der Ständigen Expertengruppe von 2002 ergaben, wurden erfolgreich umgesetzt (Einrichtung des TFA-Bereichs, Umsetzung der Betriebsvorschriften für die BAN/BAC – Gebäude für nukleare Hilfsanlagen und Gebäude für Konditionierungshilfsanlagen des Kernkraftwerks Blayais).

Lagerung von Behältern und Fässern mit kurzlebigen schwach- und mittelradioaktiven Abfällen (FA/MA-VC)

Die Kontrolle der Zwischenlagerung konzentrierte sich vorrangig auf die Betonbehälter für kurzlebige Abfälle mittlerer Aktivität und auf die Fässer (aus Metall und Kunststoff) für kurzlebige Abfälle geringer Aktivität, für die Genehmigungen (CSA16) und/oder Abnahmen (Centraco-Anlagen) vorliegen. Diese Gebinde werden in der Regel in den TES-Räumen des Nuklearbereichs und im BAC gelagert.

Abbildung 15 und Abbildung 16 zeigen die Entwicklung der Lagerung von Behältern und Fässern mit einem Äquivalentvolumen von 200 l (Metall und Kunststoff), die im Zeitraum 2014–2023 im Kernkraftwerk Blayais gelagert wurden.

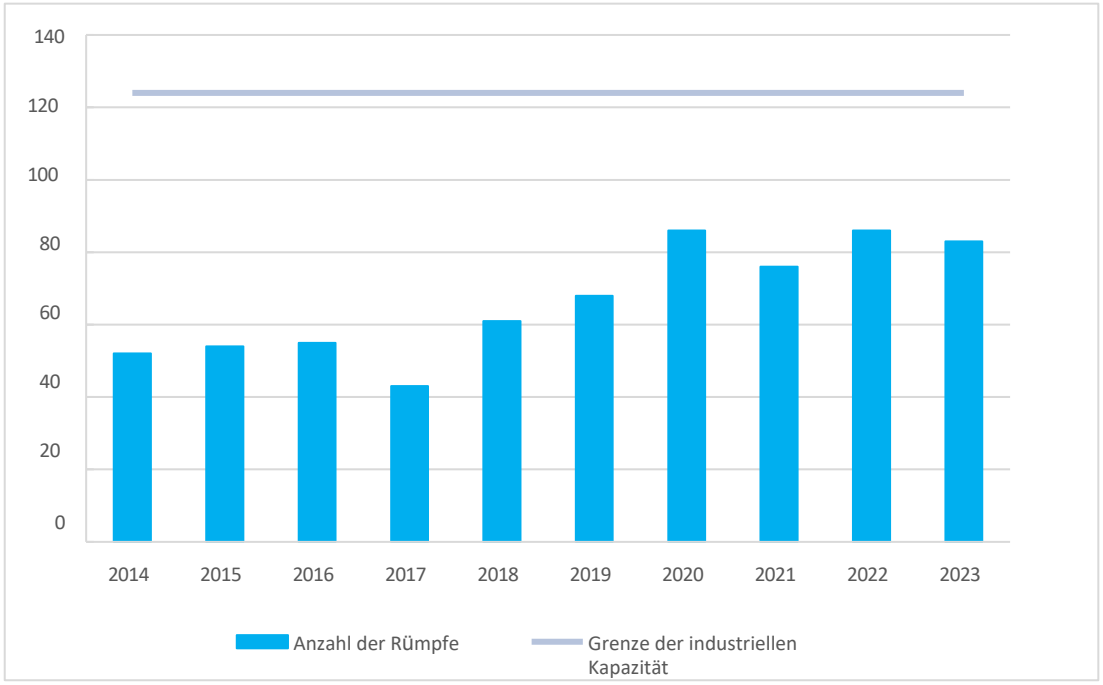


Abbildung 15: Entwicklung der Anzahl der gelagerten Schiffsrümpfe im Zeitraum 2014–2023

Die Lagerbestände an Reaktorbehältern sind seit 2018 leicht gestiegen, liegen jedoch weiterhin deutlich unter den industriellen Kapazitätsgrenzen der für ihre Lagerung vorgesehenen Gebäude.

[15] Die „Grand Carénage" des EDF-Kernkraftwerkparks zielt darauf ab, Investitionen und Modernisierungen im Hinblick auf den weiteren Betrieb der bestehenden Anlagen durchzuführen und die Maßnahmen nach Fukushima zu integrieren, wobei gleichzeitig die Aufrechterhaltung der Leistungsfähigkeit des Parks in Bezug auf Sicherheit und Wettbewerbsfähigkeit gewährleistet wird.

(16) Lagerstätte „Centre de Stockage de l'Aube".

Dieser Anstieg hängt mit der geänderten Bilanzierungsmethode zusammen. Seit 2018 werden die Behälter verbucht, sobald ein Behälter Abfall enthält, auch wenn dieser Abfall noch nicht in der Matrix fixiert ist. Dabei handelt es sich hauptsächlich um:

- um Gebinde, für die das Genehmigungsverfahren zur Übernahme noch nicht abgeschlossen ist. Diese Betonsammelbehälter sind mit einem Schutzdeckel oder einem biologischen Verschluss ausgestattet, um das Risiko einer Ausbreitung von Kontaminationen in die Luft in den Räumlichkeiten, in denen sie gelagert werden, zu vermeiden.
- Behälter, die Wasserfilter aus den Reaktoren Nr. 3 und 4 enthalten, die eine spezifische radiologische Charakterisierung erfordern, die kampagnenweise durchgeführt wird. Diese Behälter können daher nicht im Laufe der Produktion abtransportiert werden[17] .

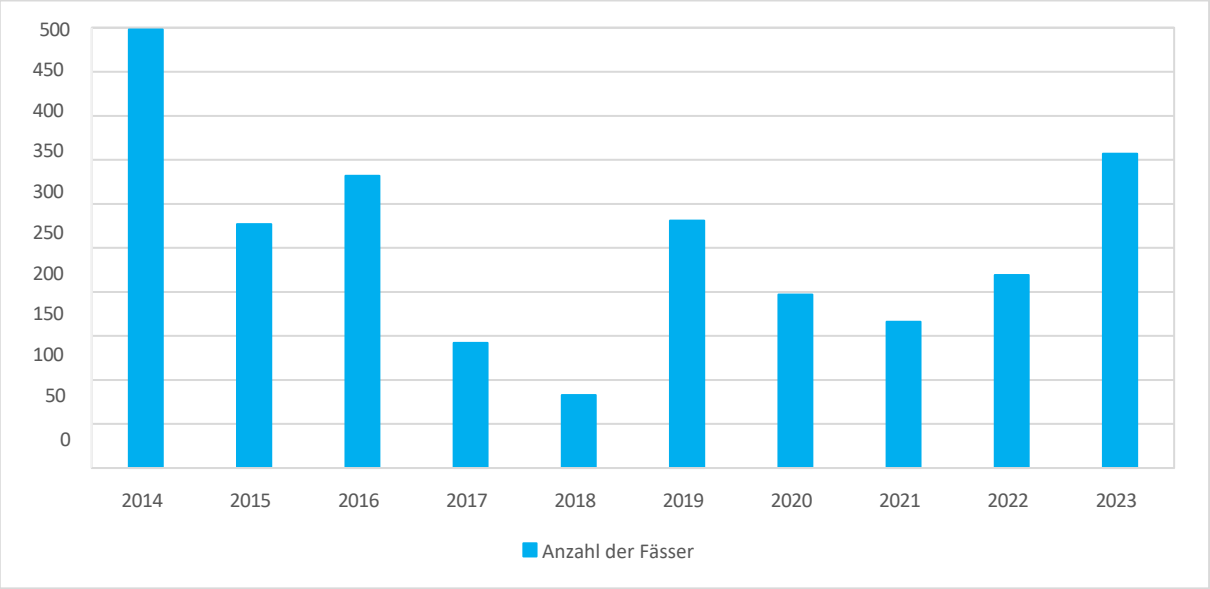


Abbildung 16: Entwicklung der Lagerbestände an 200-Liter-Fässern (Metall und Kunststoff) im Zeitraum 2014–2023

Die Lagerbestände an Fässern schwanken stärker als die an Behältern, da das Anfallen dieser Abfälle direkt proportional zu den Wartungsarbeiten ist und zudem mit den dem Kernkraftwerk im Rahmen des Gesamtparks zugewiesenen Transportfenstern zusammenhängt. Zur Information: Ein Transport zum Werk Centraco umfasst 216 Fässer, ein Transport zur ANDRA 144 Fässer.

Lagerung von Abfällen mit sehr geringer Radioaktivität (TFA)

Die Entwicklung der Gesamtmengen an Abfällen mit sehr geringer Radioaktivität, die im TFA-Bereich des Kernkraftwerks Blayais gelagert wurden (ausgedrückt als Auslastungsgrad des Bereichs), im Zeitraum 2014–2023 ist in Abbildung 17 dargestellt.

[17] Bei den Wasserfilterpaketen wurde nach der Injektion von Zink in das RCP (da dieser Vorgang das üblicherweise für die Aktivitätsangabe dieser Pakete verwendete radiologische Standardspektrum beeinflussen kann) systematisch (bis 2022) eine Charakterisierung mittels Gammaspektrometrie durchgeführt.

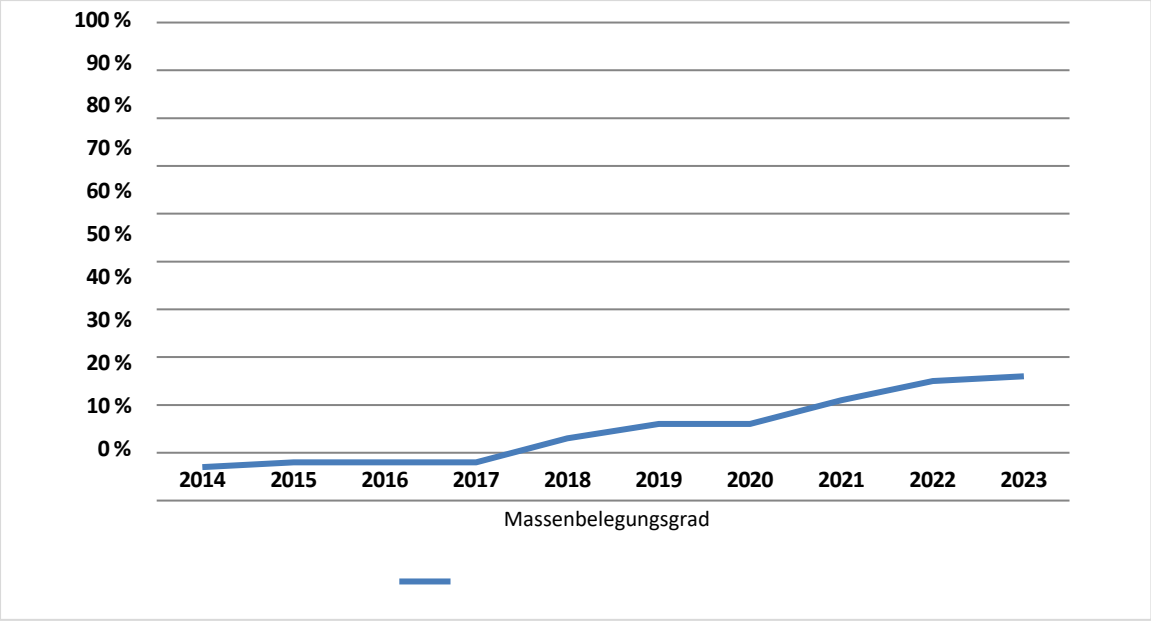


Abbildung 17: Entwicklung der Auslastung der TFA-Deponie im Zeitraum 2014–2023

Zwischen 2014 und 2017 blieb die Auslastung des TFA-Geländes stabil, da die in diesem Zeitraum anfallenden Abfälle keine besonderen Herausforderungen hinsichtlich ihrer Entsorgung darstellten. Dadurch konnte die Massenauslastung in diesen vier Jahren im Durchschnitt bei 8 % gehalten werden.

Im Jahr 2018 führte die nationale Planung von Denkmalschutzprojekten zum vollständigen Ersatz einer baufälligen Brücke (Mouty-Brücke) auf dem Gelände. Da die Modalitäten für die Übernahme durch die TFA-Branche eine vorherige Sonderprüfung erforderten, war eine mehrjährige Zwischenlagerung auf dem TFA-Gelände notwendig. Dieser massive Metallabfall mit einem Gewicht von umgerechnet 41 Tonnen erklärt den Anstieg der Massenauslastung, der 2018 zu beobachten war.

Zwischen 2018 und 2022 wurden insgesamt vier „Pont Verrues“ abgebaut und anschließend auf dem TFA-Gelände zwischengelagert, was den Anstieg der Massenauslastung bis 2022 erklärt. Im Jahr 2022 wurde eine der vier Brücken abtransportiert, die drei anderen sind jedoch weiterhin auf dem TFA-Gelände zwischengelagert.

Ergriffene Maßnahmen

Seit der Umsetzung des nationalen Rahmenkonzepts „TFA-Lagerplatz“ sind neue Arten von TFA-Abfällen entstanden. Daher wurde 2016 eine Überarbeitung dieses Dossiers eingeleitet, um durch die Vereinfachung des Betriebs dieser Anlage die Lagerung einer größeren Anzahl von Abfallarten zu ermöglichen. Dieses Dossier wurde 2020 fertiggestellt und im Juni 2021 von der ASN genehmigt.

Um zudem die Abfallbewirtschaftung zu optimieren und das Abfallaufkommen zu begrenzen, hat EDF landesweit eine Maßnahme zur Entsorgung von Abfällen aus den TFA-Lagerstätten und veralteten Werkzeugen aus den AOC-Lagerstätten eingeleitet.

Die Herausforderungen im Zusammenhang mit den Lagerbereichen des in Betrieb befindlichen EDF-Parks sind folgender Art:

- Regulatorische Herausforderungen: Der INB-Erlass verpflichtet den Betreiber, Lagerungsdauer festzulegen, die der Art der Abfälle und den Merkmalen der Lageranlagen angemessen sind. Daher wurden Referenzlagerungsdauern für alle Abfalllageranlagen und -bereiche festgelegt, einschließlich des TFA-Bereichs.
- Betrieblich: Das zusätzliche Abfallaufkommen und Materialvolumen im Zusammenhang mit bestimmten Wartungsarbeiten, insbesondere im Rahmen der Programme „Grand Carénage“ und „Post-Fukushima“, erfordert die Freigabe von Lagerflächen und/oder Lagerkapazitäten, da die derzeitige Auslastung dieser Flächen bei einigen bereits hoch ist.

Um diesen Herausforderungen zu begegnen, hat EDF im Jahr 2014 ein Projekt für den gesamten Kraftwerkspark ins Leben gerufen. Ziel ist es, über einen Zeitraum von 10 Jahren 1.000 Container mit Altabfällen und auszusortierendem Werkzeug aus den TFA- und AOC-Bereichen zu entfernen, und zwar durch die Einrichtung eines speziellen Dienstes für Demontage und Aufbereitung18 .

Zu diesem Zweck werden die Container zu externen „heißen“ Standorten19 transportiert, wo ihr Inhalt gemäß den Annahmespezifikationen der Behandlungsanlagen (Centraco) und der Endlager (Andra) zerlegt, verpackt oder neu verpackt wird. Die Container selbst werden je nach ihrem Zustand und den Erfordernissen des Parks zerlegt oder wieder in einen Zustand versetzt, der den Transportvorschriften entspricht.

Der erste Container wurde im Dezember 2015 aus dem Lager entnommen. Bis Ende 2020 wurden 491 Container zur Demontage und Konditionierung der damit verbundenen Abfälle an eine externe „heiße“ Basis transportiert. Das Ziel ist die Verbringung von durchschnittlich 100 Containern pro Jahr auf Ebene des Parks. Es wurde eine technisch-wirtschaftliche Erfahrungsauswertung erstellt, um die Bewirtschaftungsstrategie zu optimieren und die umgesetzten Rückverfolgbarkeitsmaßnahmen zuverlässiger zu gestalten.

Entstehung und/oder Entsorgung radioaktiver Abfälle

Anfall von Abfällen mit sehr geringer Aktivität (TFA)

Abbildung 18 zeigt die Mengen an TFA-Abfällen (in Tonnen), die vom Kernkraftwerk Blayais an das industrielle Sammel-, Zwischenlager- und Endlagerzentrum (CIRES) abgegeben wurden.

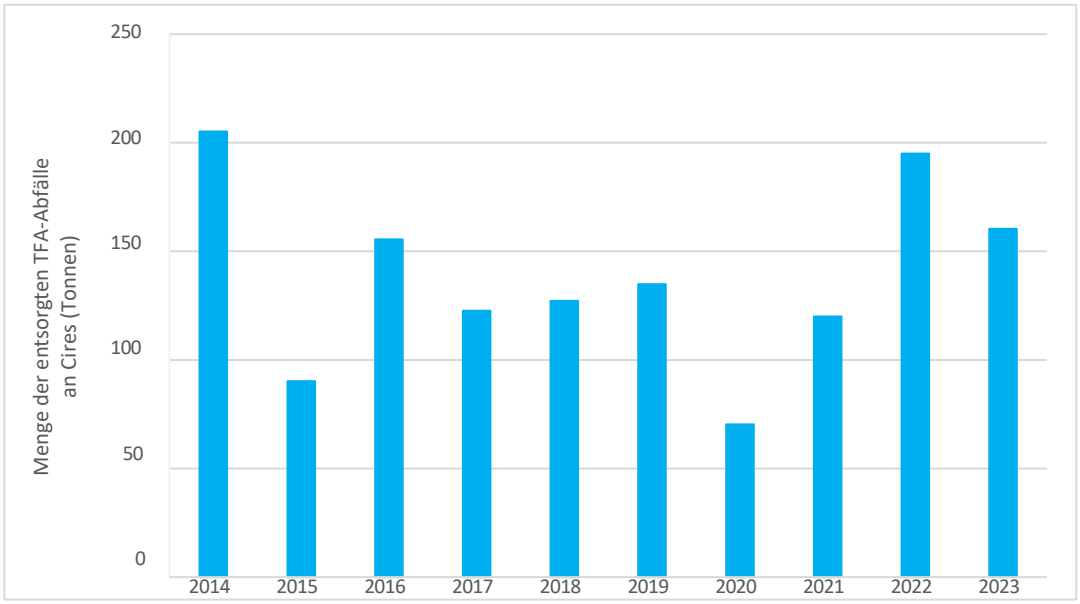


Abbildung 18: Entwicklung der Menge an TFA-Abfällen, die im Zeitraum 2014–2023 an das Cires entsorgt wurden

Die jährlichen Mengen schwanken zwischen 70 Tonnen im Jahr 2020 und 205 Tonnen im Jahr 2014. Im Durchschnitt hat das Kernkraftwerk jährlich 140 Tonnen zum Cires transportiert.

Der Anstieg des Abfallvolumens in den Jahren 2022 und 2023 ist zurückzuführen auf:

- Wartungsarbeiten an den Produktionsanlagen,
- den zehnjährigen Inspektionen

[18] Was das Kernkraftwerk Blayais betrifft, wurden im Zeitraum 2016–2018 52 Container bearbeitet.

[19] Eine Anpassung an die Transportvorschriften wird bei Bedarf vorab mithilfe einer mobilen Einheit (UMIS: Mobile Einsatzgruppe vor Ort) vorgenommen

- zur Entfernung eines massiven Bauteils (einer „Warzenbrücke“) im Jahr 2022
- bei der Wiederaufnahme der Lieferungen von kationischen Harzen ab 2022
- bei der Durchführung einer speziellen Verpackungskampagne für Sand und pulverförmige Stoffe.

Erzeugung von kurzlebigen Abfällen geringer Radioaktivität (FA-VC)

Abbildung 19 zeigt die Entwicklung der jährlichen Produktion von FA-VC-Technologieabfallpaketen, die in 200-Liter-Metallfässern verpackt sind, im Kernkraftwerk Blayais im Zeitraum 2014–2023.

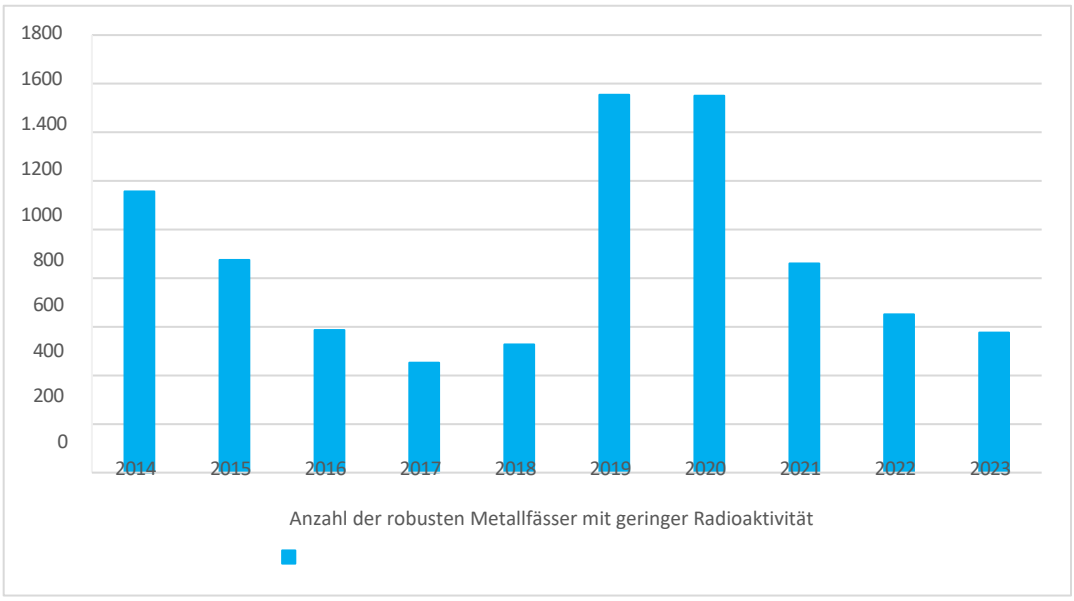


Abbildung 19: Entwicklung der Anzahl der im Zeitraum 2014–2023 hergestellten 200-Liter-Metallfässer

Die Produktion von FA-VC-Fässern für technologische Abfälle unterliegt im Zeitraum 2014–2023 relativ starken Schwankungen.

Dieser Behältertyp stellt nämlich eine Alternative zu Kunststoffbehältern für feste, verbrennbare Abfälle dar.

Ihre Verwendung wurde vom Kernkraftwerk Blayais (CNPE) in den Jahren 2019 und 2020 genutzt, da sich die jährliche technische Abschaltung verlängerte, was sich auf die Wiederinbetriebnahme der Verbrennungsanlage auswirkte, und aufgrund der durch COVID-19 bedingten Gesundheitslage, die die Aufnahmekapazitäten des Centraco-Entsorgungssystems vorübergehend einschränkte.

Abbildung 20 zeigt die Entwicklung der jährlichen Produktion von verbrennbaren, technologischen Abfällen mit geringer Radioaktivität und kurzer Halbwertszeit, die in 200-Liter-Kunststofffässern verpackt wurden, im Kernkraftwerk Blayais im Zeitraum 2014–2023.

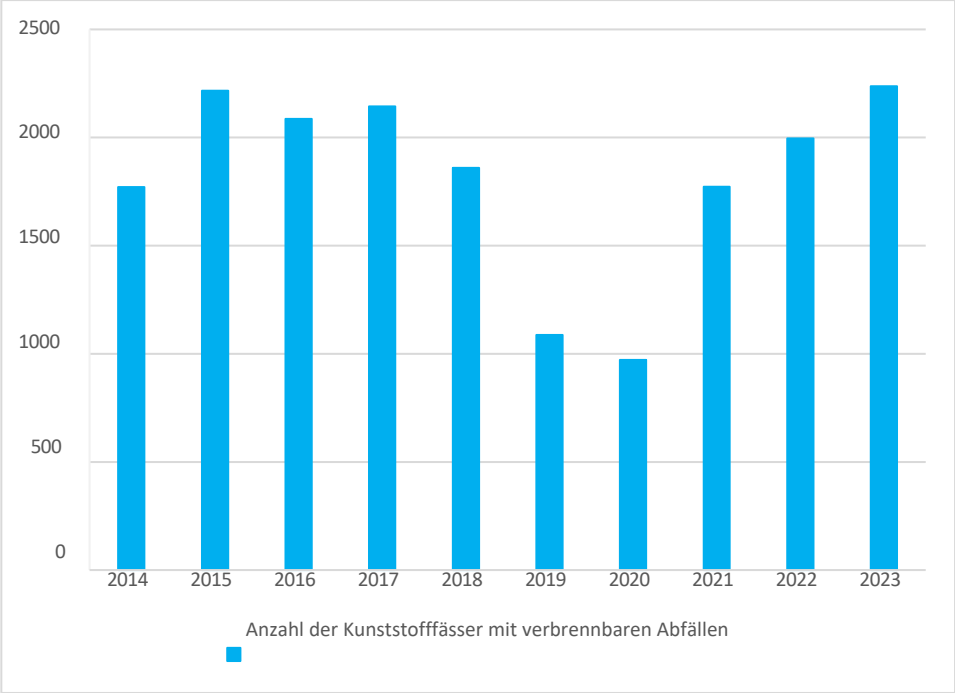


Abbildung 20: Entwicklung der Anzahl der im Zeitraum 2014–2023 anfallenden Kunststofffässer mit FA-VC-Abfällen

Die durchschnittliche jährliche Menge an Kunststofffässern mit verbrennbaren Abfällen liegt im Zeitraum 2014–2023 bei etwa 1.800 Stück.

Die geringe Produktion in den Jahren 2019 und 2020 ist auf die Umleitung dieser Abfälle zum CSA zurückzuführen, die aufgrund einer Verlängerung der technischen Stilllegung der Verbrennungsanlage und der durch COVID-19 bedingten Gesundheitslage erfolgte.

Es ist anzumerken, dass seit 2008 die Verwendung von 200-Liter-Kunststofffässern flächendeckend eingeführt wurde. Diese Maßnahme brachte folgende Vorteile mit sich:

- der Verarbeitungsgeschwindigkeit (die automatische Annahmestraße für in Metallfässern angelieferte Abfälle und deren Aufbereitung zu Ballen bei Centraco hatte sich zu einem Engpass in der Verarbeitung entwickelt),
- der Abfallerzeugung: Die Rückstände aus der Verbrennung der Kunststofffässer sind weniger voluminös als die Rückstände aus dem Schmelzen der Metallfässer, die zuvor zu Schrott zerkleinert wurden,
- Dosimetrie: Die Kunststofffässer werden zusammen mit den darin enthaltenen Abfällen verbrannt, während zuvor, wenn die automatische Entleerungsanlage für Metallfässer ausfiel, die Abfälle manuell in Zusatzschleusen entnommen werden mussten.

Darüber hinaus wird monatlich ein Indikator überwacht, um sicherzustellen, dass die Dichte der Fässer optimiert ist

Erzeugung von Verdampferkonzentraten (kurzlebige, schwach- oder mittelradioaktive Prozessabfälle – FAMA-VC)

Die vom Kernkraftwerk Blayais erzeugten Verdampferkonzentrate werden zur Lagerung im CSA in Betonschalen verpackt.

Abbildung 21 zeigt die Entwicklung der Anzahl der vom Kernkraftwerk Blayais im Zeitraum 2014–2023 hergestellten Betonbehälter.

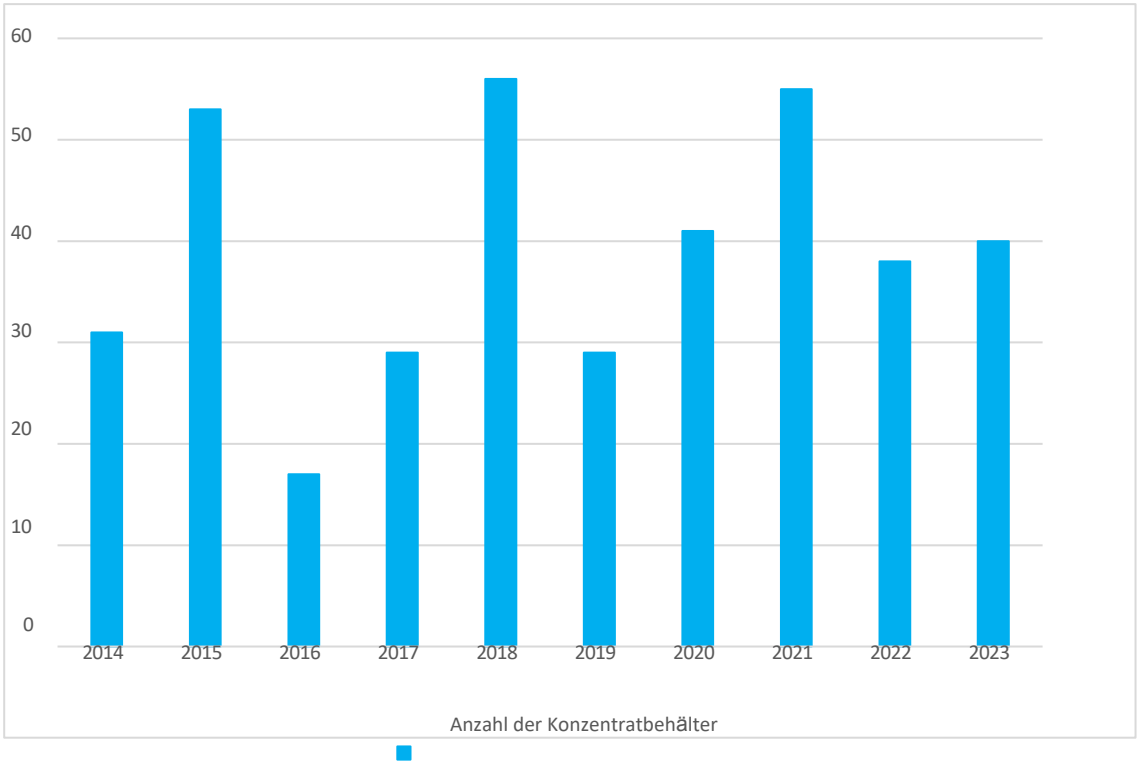


Abbildung 21: Entwicklung der Anzahl der im Zeitraum 2014–2023 produzierten Konzentratschalen

Die durchschnittliche Jahresproduktion beträgt 39 Hüllen. Die Produktion und die Aufbereitung dieser Abfälle erfolgen getrennt, da die Hüllen kampagnenweise hergestellt werden. Aus diesem Grund kann die Anzahl der produzierten Hüllen je nach Planung dieser Kampagnen von Jahr zu Jahr variieren.

Es ist anzumerken, dass die Betriebsabläufe des TEU-Verdampfers optimiert wurden, um das pro Hülle verpackte Konzentratvolumen zu maximieren. Dabei werden die borhaltigen Abwässer so weit verdampft, bis ihr Borgehalt so nah wie möglich an den maximal zulässigen Gehalten in der Hülle liegt (wobei darüber hinaus weitere maßgebliche physikalisch-chemische Parameter zu berücksichtigen sind).

Anfall von technologischen Abfällen und Wasserfiltern mittlerer Aktivität mit kurzer Halbwertszeit

Abbildung 22 zeigt die Produktion von technologischen Abfällen und Wasserfiltern mittlerer Aktivität mit kurzer Halbwertszeit (MA-VC), die im Zeitraum 2014–2023 vom Kernkraftwerk Blayais in Betonbehältern verpackt wurden.

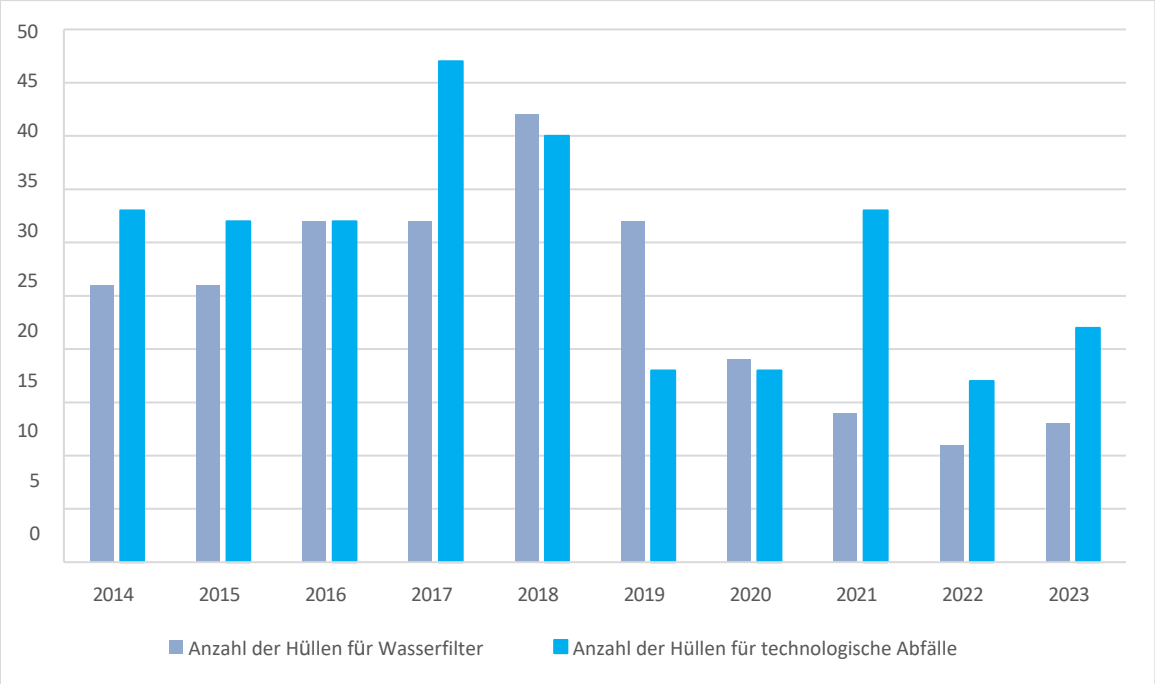


Abbildung 22: Wasserfiltergehäuse und technologische Abfälle, die vom Kernkraftwerk Blayais im Zeitraum 2014–2023 produziert wurden

Die Produktion von Wasserfiltergehäusen ist seit 2020 zurückgegangen. Der Jahresdurchschnitt sank von 28 Gehäusen im Zeitraum 2014–2019 auf 14 Gehäuse zwischen 2020 und 2023. Dieser Rückgang hängt mit der seit 2019 vorübergehenden Einstellung der Produktion von vorbestückten Wasserfiltergehäusen (Zulassung 10AY, entsprechend spezifischen, nicht prozessbezogenen Wasserfiltern, die für besondere Wartungsarbeiten verwendet werden) zusammen, die auf einen Mörtelwechsel zurückzuführen ist, der eine Anpassung der lokalen Verfahren erfordert.

Die Produktion von Hüllen für radioaktive technologische Abfälle wies keine nennenswerten Schwankungen auf (durchschnittliche Produktion von 27 Hüllen pro Jahr), abgesehen von 2017, als eine Verpackungskampagne für Lüftungsfilter durchgeführt wurde. Die festgestellten Schwankungen hängen mit den verschiedenen Arten von Reaktorabschaltungen zusammen, während derer diese Abfälle anfallen. Es ist anzumerken, dass durch das Verdichten die durchschnittliche Anzahl der Behälter mit bestrahlten technischen Abfällen, die jährlich vom Kernkraftwerk Blayais an das CSA versandt werden, seit 2018 auf durchschnittlich 22 gesenkt werden konnte.

1.2.4.4.2 Bilanz der konventionellen Abfälle

Zwischenlagerung

Im Rahmen der Entsorgung konventioneller Abfälle hat das Kernkraftwerk Blayais 1998 einen speziell eingerichteten Umschlagplatz in Betrieb genommen, um die Lagerung, den Transport und die Nutzung der Verwertungs- und Behandlungswege (Entsorgungsstufen) zu optimieren. Dieser Umschlagplatz ist mit den Sammelstellen verbunden, die so nah wie möglich an den Produktionsstätten angeordnet sind.

Ihre Konzeption und ihr Betrieb ermöglichen es:

- die aus dem Kernkraftwerk abfließenden Abfallströme zu erfassen und zu kontrollieren;
- die Auswirkungen auf geschützte Interessen zu kontrollieren und die geltenden gesetzlichen Anforderungen zu erfüllen, insbesondere durch die Förderung von Wiederverwendung, Recycling und Verwertung.

Der Umschlagbereich ermöglicht die getrennte Sammlung, Sortierung, Zusammenführung und Zwischenlagerung von Abfällen. Die Zusammenführung erleichtert zudem die Organisation des Abfalltransports und die Einhaltung der vorgeschriebenen Lagerfristen.

Anfall konventioneller Abfälle

Konventionelle Abfälle werden in drei Kategorien unterteilt: gefährliche Abfälle, Inertabfälle und nicht gefährliche, nicht inerte Abfälle.

Die Abbildungen 23, 24 und 25 zeigen die jährliche Abfallbilanz für jede der Abfallkategorien im Zeitraum 2014–2023 durch das Kernkraftwerk Blayais.

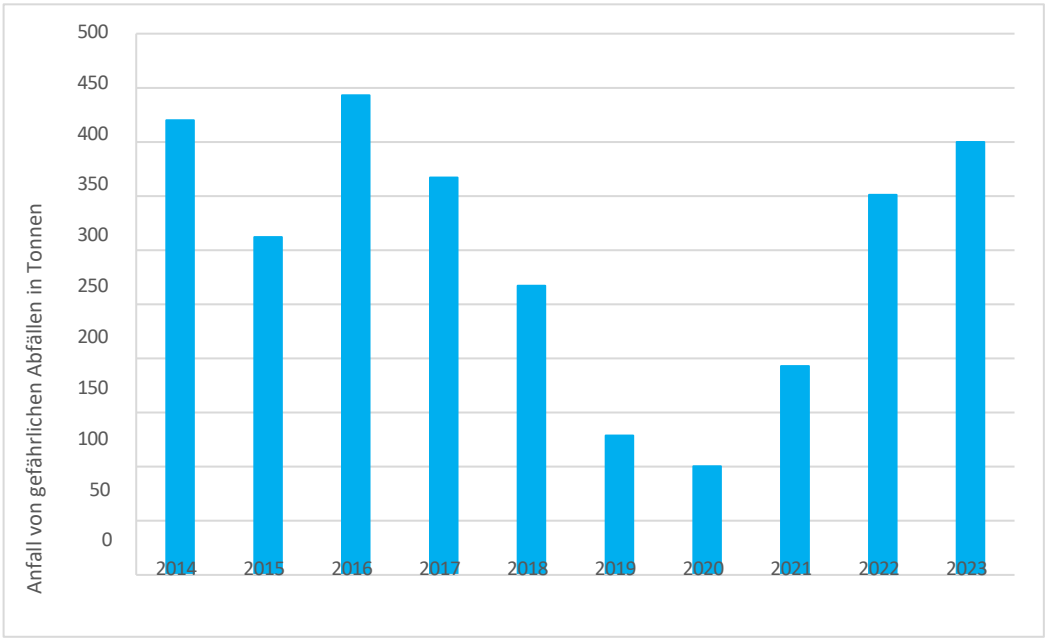


Abbildung 23: Entwicklung des Aufkommens an gefährlichen Abfällen (in Tonnen) im Zeitraum 2014–2023

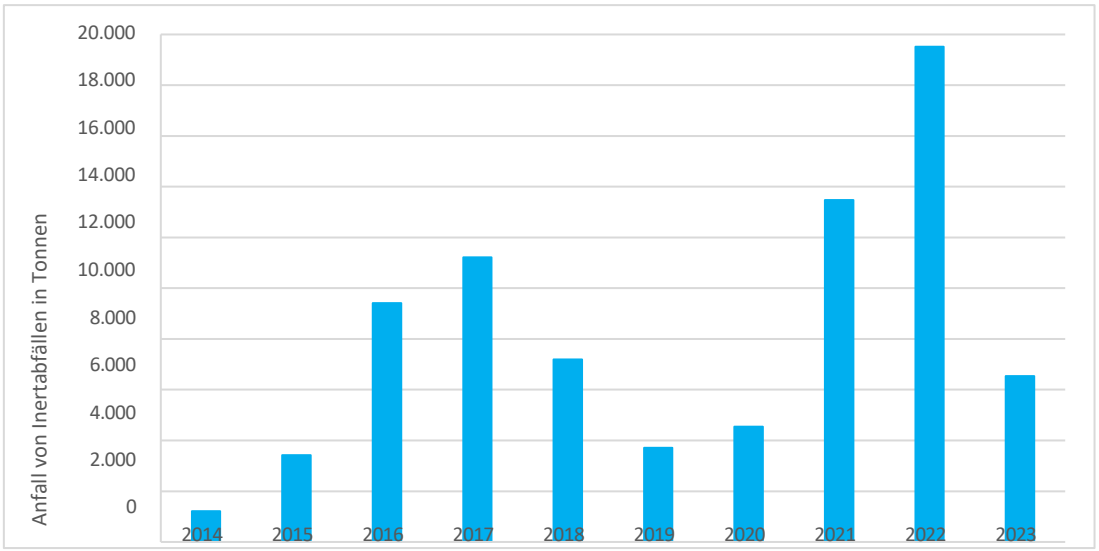


Abbildung 24: Entwicklung des Aufkommens an Inertabfällen (in Tonnen) im Zeitraum 2014–2023

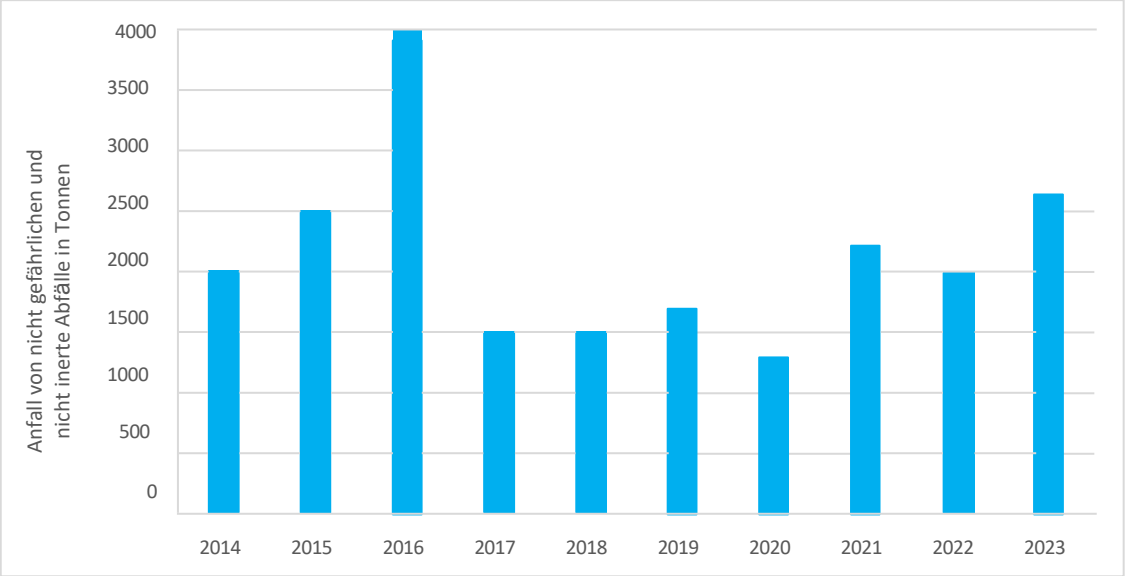


Abbildung 25: Entwicklung des Aufkommens an nicht gefährlichen und nicht inerten Abfällen (in Tonnen) im Zeitraum 2014–2023

Im Zeitraum 2014–2023

- beträgt das jährliche Aufkommen an gefährlichen Abfällen durchschnittlich 298 Tonnen, wobei von 2016 bis 2020 ein rückläufiger Trend zu beobachten ist. Der Anstieg in den Jahren 2022 und 2023 ist hauptsächlich auf das Aufkommen einer großen Menge an mit Kohlenwasserstoffen vermischtem Abwasser zurückzuführen.
- Die Anfallmengen an Inertabfällen sind gestiegen:
  - in den Jahren 2016 und 2017 aufgrund von Bauarbeiten im Zusammenhang mit dem Bau der DUS (Diesel-Notstromaggregate) und neuer Gebäude auf dem Gelände des Kernkraftwerks;
  - in den Jahren 2021 und 2022 aufgrund von Bauvorhaben wie dem Deichbau, dem CCL (Lokales Krisenzentrum) und dem Bau neuer Gebäude.
- Das Aufkommen an nicht gefährlichen und nicht inerten Abfällen ist stabil und lag im Zeitraum 2014–2023 im Durchschnitt bei 2.000 Tonnen pro Jahr.

Generell setzt das Kernkraftwerk Blayais eine konventionelle Abfallwirtschaft um, die den im Umweltgesetzbuch festgelegten Grundsätzen entspricht, nämlich:

- die Entstehung und Gefährlichkeit konventioneller Industrieabfälle durch eine optimierte Abfallbewirtschaftung zu reduzieren;
- Förderung von Recycling und Verwertung.

Das Kernkraftwerk Blayais setzt die Leitlinien und Referenzdokumente um, die auf Konzernebene von der Gruppe „Abfälle und Kreislaufwirtschaft“ (GDEC) erarbeitet wurden, die seit 2006 damit beauftragt ist, die Entsorgung konventioneller Abfälle für alle Einheiten der EDF SA zu koordinieren.

Darüber hinaus nutzt es das nationale Tool (OGIDE), das die Erfassung von Abfallbeständen sowie deren Entsorgungswege ermöglicht und die Übermittlung von behördlichen Informationen über die Anwendung „Trackdéchets“ erleichtert.

Ergänzend zur Überwachung des gesetzlichen Indikators (IR) im Zusammenhang mit der Verwertung von regulierten Abfällen (Verpackungen, Öle und Batterien usw.) werden seit 2008 jährlich auch interne Ziele für alle verwertbaren Abfälle festgelegt (Referenzindikator „Ival“).

Abbildung 26 zeigt die Entwicklung des Indikators IR für die Verwertung regulierter Abfälle und des Indikators Ival für alle verwertbaren Abfälle im Zeitraum 2014–2023.

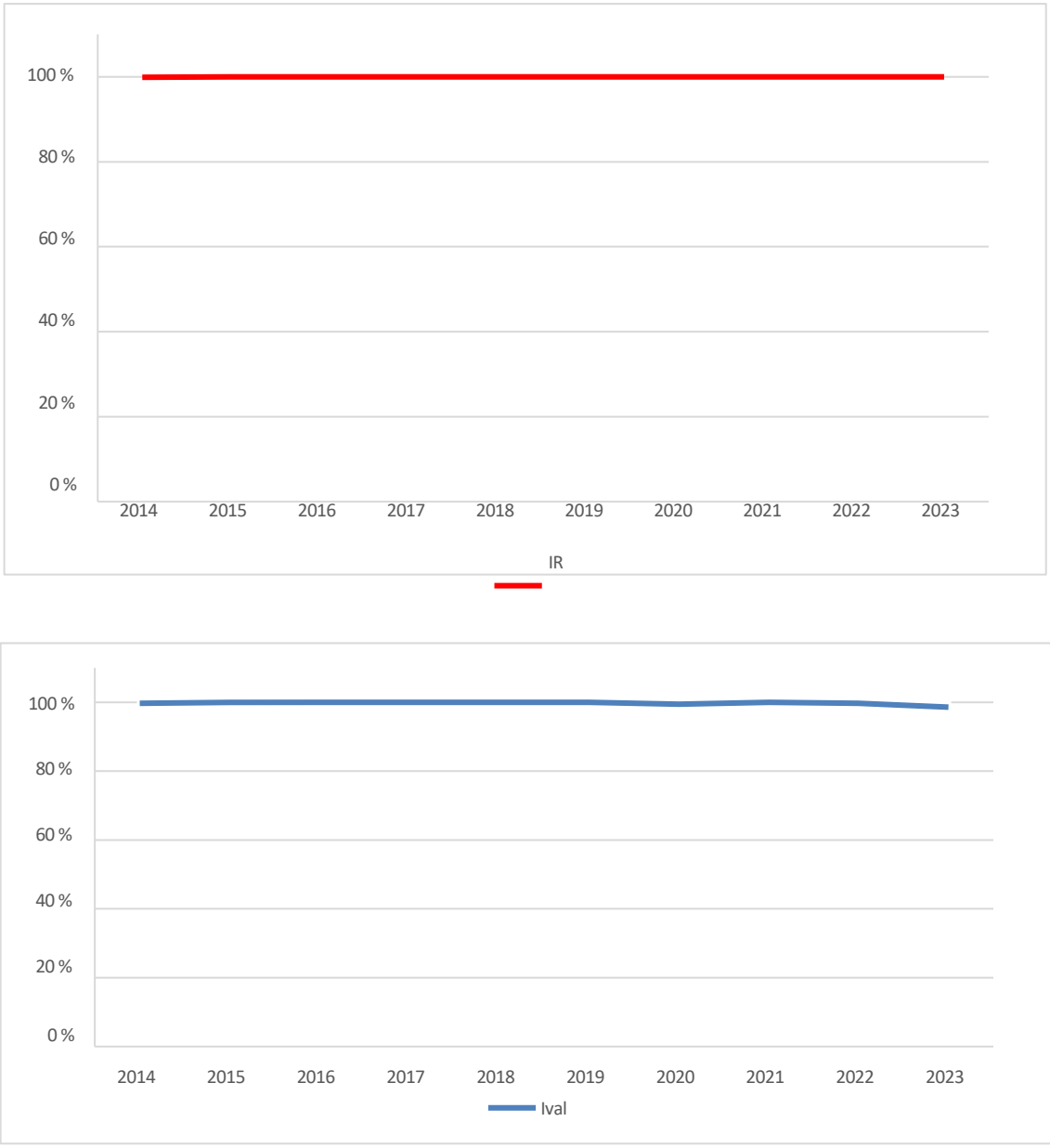


Abbildung 26: Entwicklung der Verwertungsindikatoren für regulierte Abfälle (IR in Rot) und verwertbare Abfälle (Ival in Blau)

Diese Ergebnisse zeigen, dass das Kernkraftwerk Blayais den gesamten regulierten Abfall (mit Ausnahme des Jahres 2014, in dem 0,1 % des Abfalls nicht verwertet werden konnten) sowie den leicht verwertbaren Abfall (im Durchschnitt des Zeitraums wurden 100 % dieses Abfalls verwertet) verwertet hat.

Es ist anzumerken, dass das Kernkraftwerk Blayais im Jahr 2016 mit Unterstützung der Ingenieurdienste im Rahmen der Arbeiten zur Generalüberholung eine Risikoanalyse zur Entstehung konventioneller Abfälle durchgeführt hat. Diese Risikoanalyse ermöglichte es dem Kernkraftwerk anschließend, einen Aktionsplan zu erarbeiten, um niemals in eine Blockadesituation aufgrund einer massiven, nicht vorhersehbaren Entstehung konventioneller Abfälle zu geraten.

1.2.4.4.3 Prüfung der in der Umweltverträglichkeitsstudie dargelegten Modalitäten der Abfallbewirtschaftung

In Anwendung von Artikel 2.4.1.1° des geänderten Beschlusses 2015-DC-0508 hat das Kernkraftwerk Blayais die in der Umweltverträglichkeitsprüfung enthaltenen Modalitäten der Abfallbewirtschaftung geprüft, um deren Vereinbarkeit mit den in den Artikeln L. 541-11, L. 541-13 und L. 542-1-2 des Umweltgesetzbuchs vorgesehenen Plänen sowie ihre Übereinstimmung mit den Vorschriften, die in den zur Umsetzung von Artikel L. 542-1-2 desselben Gesetzbuchs erlassenen Rechtsvorschriften festgelegt sind.

In Anwendung von Artikel 2.4.1.2° desselben Beschlusses hat er die Optimierung der Bewirtschaftung seiner gesamten Abfälle erneut bewertet. Daraus geht hervor, dass die Optimalität der in der Umweltverträglichkeitsprüfung dargelegten Abfallbewirtschaftungsmaßnahmen gewährleistet ist. Allerdings kann die Vereinbarkeit der in der Umweltverträglichkeitsprüfung vorgesehenen Entsorgungsmodalitäten mit den im PNGMDR festgelegten Leitlinien sowie deren Übereinstimmung mit den Vorschriften der zur Umsetzung dieses Plans erlassenen Rechtsvorschriften und/oder deren Vereinbarkeit mit dem nationalen Abfallvermeidungsprogramm (PNPD) bzw. dem regionalen Plan zur Abfallvermeidung und -bewirtschaftung der Region Nouvelle-Aquitaine (PRPGD) zum gegenwärtigen Zeitpunkt nicht überprüft werden, da diese Elemente in der aktuellen Umweltverträglichkeitsprüfung fehlen (die Umweltverträglichkeitsprüfung wurde vor Inkrafttreten des geänderten Beschlusses 2015-DC-0508 erstellt) oder sich einer oder mehrere dieser Pläne seit der letzten Aktualisierung der Umweltverträglichkeitsprüfung geändert haben. Es ist vorgesehen, die Elemente, die die Erfüllung von Artikel 2.4.1 ermöglichen, bei der nächsten Aktualisierung der Umweltverträglichkeitsprüfung, die für 2032 vorgesehen ist, in diese aufzunehmen bzw. zu überarbeiten. Diese Maßnahme ist Gegenstand eines Konformitätsmanagements.

1.2.4.5 Belästigungen

Das Kernkraftwerk Blayais berücksichtigt in seiner Organisation die Rückverfolgbarkeit von Anfragen, die von einer Privatperson oder einer Organisation gestellt werden, sowie deren Bearbeitung.

Eine Anfrage ist definiert als eine Frage, ein Informationsbedarf oder auch eine Unzufriedenheit, die die Anlagen, den industriellen Betrieb des Kernkraftwerks oder dessen Auswirkungen auf die Umwelt betreffen kann.

Zwischen 2014 und 2023 gab es folgende Anfragen bezüglich Belästigungen:

- In den Jahren 2015 und 2019: 2 Anfragen bezüglich Lärmbelästigungen durch das Kernkraftwerk. Diese Geräusche waren auf die Wiederinbetriebnahme der Reaktoren Nr. 1 (2015) und Nr. 3 (2019) zurückzuführen, die eine erhebliche Freisetzung von Wasserdampf erforderten, was wiederum Lärm verursachte.

Diese kurzzeitigen Geräusche, die mit dem Wiederanfahren oder dem Abschalten eines Reaktors zusammenhängen, gehören zum normalen Betrieb des Kernkraftwerks.

Es ist außerdem anzumerken, dass die Anwohner im Falle von Aktivitäten, die Geräusche verursachen, die außerhalb des Kernkraftwerks wahrnehmbar sein könnten (z. B. bei der Durchführung von Ventiltests), im Voraus informiert werden.

Darüber hinaus ist der Lärm von Kernkraftwerken (INB) gesetzlich geregelt. Gemäß Artikel 4.4.5. I. der Umweltentscheidung ist insbesondere vorgesehen, dass der Betreiber mindestens einmal alle zehn Jahre auf eigene Kosten eine Messung der Lärmemissionen seiner Anlage durchführt. In Abschnitt I-2.7 werden die Ergebnisse der zwischen Februar und März 2021 durchgeführten Lärmmesskampagne vorgestellt.

1.3 FAZIT

Das Kernkraftwerk Blayais verfügt über ein System zur Begrenzung der von der Anlage ausgehenden Beeinträchtigungen für die geschützten Interessen (ISO 14001-Zertifizierung, Optimierung der Abwasser- und Abfallentsorgung, Umweltüberwachung, Erhaltung der Biodiversität) sowie zur Einhaltung der für die Anlage geltenden Vorschriften zur Begrenzung dieser Beeinträchtigungen.

Die Auswertung der gewonnenen Erfahrungen und die im Rahmen der regelmäßigen Überprüfung durchgeführten Kontrollen zur Beurteilung der Situation der Anlage im Hinblick auf die für sie geltenden Vorschriften zur Begrenzung der Beeinträchtigungen zeigen, dass:

- Das Kernkraftwerk ist so organisiert, dass die Einhaltung der Vorschriften im Zusammenhang mit den von der Anlage ausgehenden Gefahren für die geschützten Interessen jederzeit gewährleistet ist. So hat das Kernkraftwerk Maßnahmen zu allen im Rahmen des Compliance-Managements identifizierten Anforderungen eingeleitet und überwacht deren Umsetzung. Darüber hinaus setzt es die Analyse der Anforderungen fort, deren Konformitätsstatus noch zu klären ist.
- Das Management signifikanter Ereignisse ist gut in das integrierte Managementsystem des Kernkraftwerks eingebunden. Für alle im Berichtszeitraum im Kernkraftwerk erfassten Ereignisse wurden Korrekturmaßnahmen eingeleitet. Zwei wiederkehrende Probleme wurden identifiziert und wirksam behoben. Signifikante Ereignisse werden bearbeitet, und die Wirksamkeit der Maßnahmen wird nachgewiesen.
- Die Organisation des Kernkraftwerks ermöglicht es ihm, die festgelegten Anforderungen in Bezug auf die EIPi sowie die damit verbundenen Bestimmungen zur Wartung und Überwachung vor Ort einzuhalten. Tatsächlich zeigen die bei der regelmäßigen Überprüfung durchgeführten Kontrollen, dass alle vorgesehenen Wartungsmaßnahmen, Kontrollen und Prüfungen vor Ort fristgerecht durchgeführt wurden.
- Die Bilanz der Abwasserableitungen zeigt, dass das Kernkraftwerk Blayais im betrachteten Zeitraum relativ niedrige und stabile Ableitungswerte erreicht hat und dass kein signifikanter Anstieg einer Ableitung – weder schrittweise noch wiederholt – festgestellt wurde, dessen Ursache ein Geräteausfall gewesen wäre. Es wurden keine Anlagen identifiziert, die zwar nicht als EIPi eingestuft sind, aber zum Schutz der Interessen beitragen und daher in die EIPi-Liste des Kernkraftwerks Blayais aufgenommen werden müssten.
- Was die Abfälle betrifft, so lässt sich anhand der Analyse der Daten für den Zeitraum 2014–2023 nachweisen, dass die vom Kernkraftwerk Blayais umgesetzten Maßnahmen eine optimierte Entsorgung gewährleisten (einschließlich der Abfälle, für die es noch kein endgültiges Entsorgungskonzept gibt).

Die Organisation des Kernkraftwerks Blayais ermöglicht es ihm, die Einhaltung der geltenden Vorschriften zu gewährleisten und die von der Anlage ausgehenden Beeinträchtigungen der geschützten Interessen unter Kontrolle zu halten.

KAPITEL 2: NEUBEWERTUNG

2 AKTUALISIERUNG DER BEURTEILUNG DER NACHTEILE, DIE DAS KERNKRAFTWERK FÜR DIE GESCHÜTZTEN INTERESSEN DARSTELLT 307

2.1 ANALYSE DER LEISTUNG DER MASSNAHMEN ZUR VERHINDERUNG UND VERRINGERUNG DER VOM KERNKRAFTWERK BLAYAIS VERURSACHTEN AUSWIRKUNGEN UND BELÄSTIGUNGEN IM HINBLICK AUF DIE WIRKSAMKEIT DER BESTEN VERFÜGBAREN TECHNIKEN 307

2.2 ANALYSE DES CHEMISCHEN UND RADIOLOGISCHEN ZUSTANDS DER UMWELT IN DER NÄHE DES KERNKRAFTWERKS 309

2.2.1 Analyse des chemischen und ökologischen Zustands der Umwelt in der Umgebung des Kernkraftwerks 309

2.2.2 Analyse des radiologischen Zustands der Umwelt in der Umgebung des Kernkraftwerks 311

2.3 ANALYSE DES CHEMISCHEN UND RADIOLOGISCHEN ZUSTANDS DER UMWELT AUF DEM GELÄNDE DES KERNKRAFTWERKS (BODENZUSTAND) 312

2.4 GRUNDLAGEN FÜR DIE ÜBERPRÜFUNG DER FREISETZUNGSGRENZWERTE DER IN DER TABELLE IM ANHANG ZU ARTIKEL R. 211-11-1 DES UMWELTGESETZBUCHES GENANNTEN STOFFE 314

2.5 ÜBERBLICK ÜBER DIE BISHER DURCHGEFÜHRTEN UNTERSUCHUNGEN, STAND DER NOCH DURCHZUFÜHRENDEN UNTERSUCHUNGEN UND VORAUSSICHTLICHER ZEITPLAN FÜR DIE AUFBEREITUNG DER ABFÄLLE 315

2.6 GRUNDLAGEN FÜR DIE ÜBERPRÜFUNG DER VORSCHRIFTEN IM ZUSAMMENHANG MIT DER LANGFRISTIGEN RADIOAKTIVITÄTSÜBERWACHUNG ODER DER VERDOPPELUNG DER MESSKETTEN 320

2.7 MESSUNG DER SCHALLEMISSIONEN DES KERNKRAFTWERKS 321

2 AKTUALISIERUNG DER BEURTEILUNG DER NACHTEILE, DIE DAS KERNKRAFTWERK FÜR DIE GESCHÜTZTEN INTERESSEN DARSTELLT

2.1 ANALYSE DER LEISTUNG DER MASSNAHMEN ZUR VERHINDERUNG UND VERRINGERUNG DER VON DER KERNKRAFTWERK ANLAGE VERURSACHTEN AUSWIRKUNGEN UND BELÄSTIGUNGEN IM HINBLICK AUF DIE WIRKSAMKEIT DER BESTEN VERFÜGBAREN TECHNIKEN

Artikel 1.3.1 der Umweltentscheidung sieht vor: *„Der Betreiber führt regelmäßig eine Leistungsanalyse der Maßnahmen zur Vermeidung und Minderung der von der Kernkraftanlage verursachten Auswirkungen und Belastungen im Hinblick auf die Wirksamkeit der besten verfügbaren Techniken in […] durch*."

Die Analyse der Leistungsfähigkeit der Maßnahmen zur Vermeidung und Minderung der von der Kernkraftanlage Blayais verursachten Auswirkungen und Belastungen im Hinblick auf die Wirksamkeit der besten verfügbaren Techniken, die sogenannte BVT-Analyse, bezieht sich auf die Auslegungsmerkmale, die Betriebspraktiken und die von EDF in der Kernkraftanlage Blayais umgesetzten Optimierungsmaßnahmen.

Der Umfang der BVT-Analyse wird in Verbindung mit den in Artikel 4.1 des INB-Erlasses genannten Beeinträchtigungen festgelegt, unter Anwendung des Grundsatzes der Verhältnismäßigkeit im Hinblick auf die Herausforderungen, wie in Artikel 1.1 desselben Erlasses beschrieben. Die Beeinträchtigungen, die das Kernkraftwerk Blayais für die im Rahmen dieser Analyse berücksichtigten Schutzinteressen darstellt, stehen im Zusammenhang mit:

- Wasserentnahmen und -verbrauch;
- Einleitung radioaktiver und chemischer Abwässer;
- Wärmeeinleitungen;
- radioaktiven und konventionellen Abfällen;
- Belästigungen durch Lärmemissionen. Die BVT-

Analyse bezog sich daher auf (siehe Abbildung 27):

- die Einleitung radioaktiver und chemischer Abwässer, die Abfälle und die Lärmemissionen, die durch den nuklearen und den konventionellen Anlagenbereich verursacht werden;
- die Wasserentnahme und der Wasserverbrauch, die Einleitung chemischer Abwässer sowie die Abfälle, die durch die Nebenanlagen des konventionellen Bereichs verursacht werden;
- die Wasserentnahme und der Wasserverbrauch, die Einleitung chemischer Abwässer und die Wärmeabgabe, die durch die Kaltquelle verursacht werden.

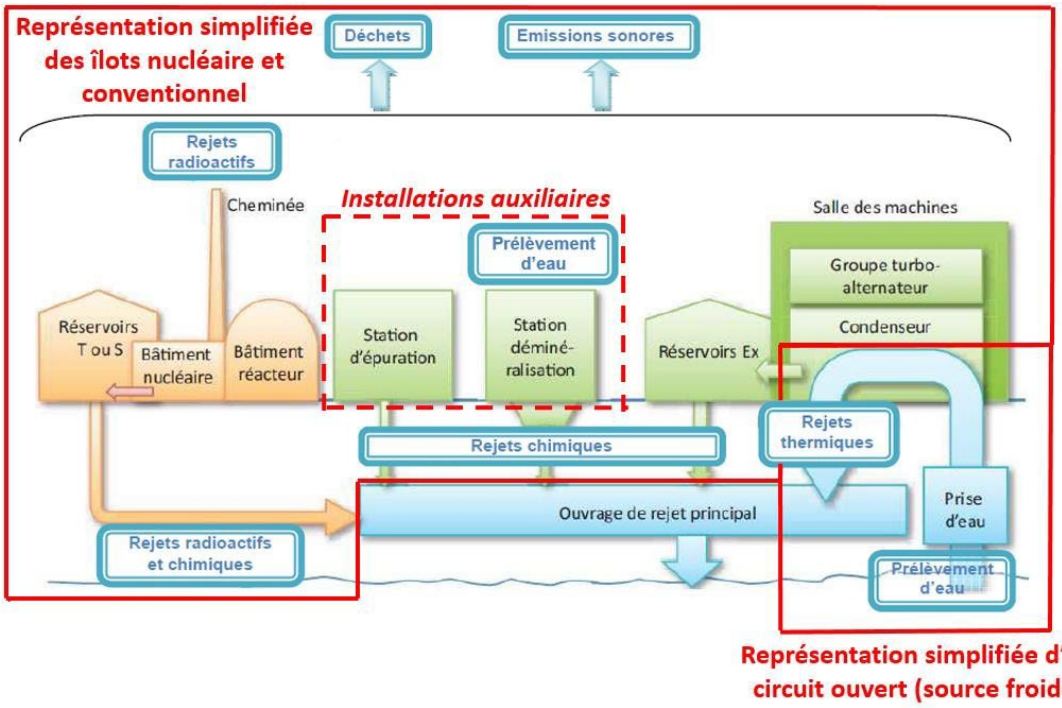


Abbildung 27: Schematische Darstellung der nuklearen und konventionellen Inseln sowie der Kältequelle und der damit verbundenen Nachteile (im offenen Kreislauf gekühltes Kernkraftwerk)

Die durchgeführte BVT-Analyse zeigt, dass die Vermeidung und Verringerung der durch das Kernkraftwerk Blayais verursachten Nachteile durch eine Reihe von Maßnahmen in den Bereichen Auslegung, Betrieb und Überwachung gewährleistet sind. Diese Maßnahmen wurden im Laufe der Jahre optimiert, um den ökologischen, technischen und behördlichen Entwicklungen Rechnung zu tragen. Ihre Auswahl ist das Ergebnis einer Analyse, die darauf abzielt, unter Berücksichtigung aller ökologischen und technischen Einschränkungen, behördlichen Anforderungen und Kosten ein Gesamtoptimum zu definieren.

Darüber hinaus ermöglichen die technologische Beobachtung sowie die Kenntnis und Analyse internationaler Praktiken und anerkannter Leitfäden die Validierung der von EDF getroffenen technischen und strategischen Entscheidungen. Sie tragen zudem zum Prozess der kontinuierlichen Verbesserung der Umweltleistung des Kernkraftwerks Blayais bei.

Zusammenfassend lässt sich sagen:

- In Bezug auf die Wasserentnahme und den Wasserverbrauch:
  - Die für den Kaltwasserbereich umgesetzten Auslegungs- und Betriebsvorschriften stehen im Einklang mit den Empfehlungen des BREF ICS (2001) und anerkannten internationalen Leitfäden.
  - Die vom Kernkraftwerk Blayais für die Hilfsanlagen des konventionellen Blocks (z. B. die Anlage zur Herstellung von entmineralisiertem Wasser) getroffenen Planungs-, Betriebs- und Überwachungsmaßnahmen ermöglichen es, die mit der Wasserentnahme und dem Wasserverbrauch verbundenen Nachteile zu begrenzen.
- In Bezug auf die Ableitungen:
  - Die hinsichtlich der Wärmeeinleitungen umgesetzten Auslegungs- und Betriebsvorschriften für die Kaltwasserquelle stehen im Einklang mit den Empfehlungen des BREF ICS (2001) und anerkannten internationalen Leitfäden.

- Die auf Ebene des Kernkraftwerks (prozessbezogene Anlagen und Hilfsanlagen) umgesetzten technischen Vorkehrungen und Betriebspraktiken zur Vermeidung und Reduzierung von Ableitungen entsprechen den international anerkannten und umgesetzten Standards. Insbesondere sind die Ableitungsmengen des Kernkraftwerks Blayais mit denen internationaler Kernkraftwerke zur Stromerzeugung vergleichbar.

- In Bezug auf Abfälle:
  - Ihre Bewirtschaftung, Entstehung und Entsorgung wird auf Ebene des Kernkraftwerks optimiert und entspricht den Entsorgungs- und/oder Behandlungsverfahren, die als beste verfügbare Techniken (BVT) identifiziert wurden. Die Analyse der Erfahrungen aus dem in Betrieb befindlichen Kernkraftwerkpark sowie der von ausländischen Betreibern getroffenen Maßnahmen ermöglicht einen Überblick über nationale und internationale bewährte Praktiken und trägt zum Prozess der kontinuierlichen Verbesserung bei, der innerhalb der EDF umgesetzt wird.

- In Bezug auf Lärmemissionen:
  - Ihre Begrenzung wird zum einen durch die Umsetzung von Maßnahmen zur Begrenzung des Lärmpegels der Anlagen und zum anderen durch die Überprüfung der Einhaltung der vorgeschriebenen Lärmgrenzwerte mittels regelmäßiger Messkampagnen gewährleistet.

Angesichts der ökologischen Herausforderungen und der lokalen Auflagen für das Kernkraftwerk Blayais lassen die Gesamtumweltleistungen des Kraftwerks den Schluss zu, dass alle umgesetzten Maßnahmen den besten verfügbaren Techniken (BVT) gleichwertig sind.

2.2 ANALYSE DES CHEMISCHEN UND RADIOLOGISCHEN ZUSTANDS DER UMWELT IN DER NÄHE DES KERNKRAFTWERKS

Gemäß Artikel 3.3.6 der Umweltgenehmigung *„führt der Betreiber regelmäßig eine Analyse des chemischen und radiologischen Zustands der Umwelt durch, die sich auf die Anlage und ihre Umgebung erstreckt und in einem angemessenen Verhältnis zur Aktivität und zu den Herausforderungen steht“.*

Die Analyse des chemischen und radiologischen Zustands der Umwelt in der Umgebung des Kernkraftwerks erfolgt auf der Grundlage der Daten aus der kontinuierlichen Umweltüberwachung. Sie wird in den Abschnitten I-2.2.1 und I-2.2.2 dargestellt.

Für den chemischen und radiologischen Zustand der Umwelt auf dem Gelände des Kernkraftwerks stellen die Böden (Rezeptor) die am besten geeignete Matrix für diese Analyse dar. Sie wird im Abschnitt „Risiken“ – Kapitel II – § I-2.3, wobei Artikel 3.3.7 Absatz I der Umweltentscheidung darüber hinaus Folgendes vorsieht: *„Bei Tätigkeiten, die die Erzeugung, Verwendung und Freisetzung radioaktiver oder nicht radioaktiver Stoffe beinhalten, die den Boden und das Grundwasser kontaminieren können, umfasst die in Artikel 3.3.6 genannte Analyse eine Bestandsaufnahme des Bodens der Anlage.“*

2.2.1 Analyse des chemischen und ökologischen Zustands der Umwelt in der Umgebung des Kernkraftwerks

Die Analyse des chemischen und ökologischen Zustands der Umwelt in der Gironde-Mündung, in der Umgebung des Kernkraftwerks Blayais, besteht aus einer räumlichen (Unterschiede zwischen Messstationen im Einflussbereich und außerhalb des Einflussbereichs des Kernkraftwerks Blayais) und zeitlichen (Entwicklungstrends zwischen 2011 und 2020) statistischen Analyse der Werte chemischer, physikalisch-chemischer und biologischer Parameter in der Gironde-Mündung.

Die verwendeten Daten stammen aus der vorgeschriebenen Umweltüberwachung des Kernkraftwerks, die folgende Bereiche umfasst:

- Pelagische Überwachung: 8 Messkampagnen pro Jahr, bei denen folgende Parameter erfasst werden:
  - Hydrologie: Wasserstand, Strömungsgeschwindigkeit und -richtung.
  - Physikalisch-chemische Parameter: Temperatur, Salinität, Schwebstoffe (MES), Trübung, gelöster Sauerstoff

, pH-Wert, organischer Kohlenstoff, Nährsalze.

- Chemie: Bor, Morpholin, Ethanolamin, Hydrazin und anionische Tenside.
- Mikrobiologie: halophile Vibrionen.
- Plankton: Chlorophyllpigmente und Zooplankton.

- Benthische Fauna: 8 Probenahmekampagnen pro Jahr zur Erfassung der subtidalen und intertidalen Makrofauna.
- Fischerei: monatliche Erhebungen der zirkulierenden Fauna (12 Erhebungen pro Jahr). Die

Ergebnisse lauten wie folgt:

Was die pelagischen Überwachungen betrifft:

- Die Überwachung der hydrologischen Parameter zeigt die im Mündungsgebiet der Gironde während eines Gezeitenzyklus üblicherweise beobachtete Zirkulation. Die zeitlichen Schwankungen der Parameter im pelagischen Bereich (Temperatur, Salinität, Schwebstoffe, Trübung, gesamter und partikulärer organischer Kohlenstoff, Bor, Phytoplankton und Zooplankton, Mikrobiologie) hängen im Wesentlichen mit der Klimatologie, der Hydrologie (Flussabflüsse und Gezeitenkoeffizienten), der Saisonalität der Umwelt und der sedimentären Hydrodynamik zusammen. Sie spiegeln eine natürliche Funktionsweise des Mündungsgebiets wider. Eine saisonale Variabilität fehlt bei allen Nährsalzen nahezu vollständig, was mit den hohen Suspensionsstoffkonzentrationen im Mündungsgebiet zusammenhängt.

- Als Reaktion auf Schwankungen der Flussabflüsse und des Meerwassereinbruchs zeigt sich in der Mündung ein räumlicher Gradient (stromaufwärts/stromabwärts) hinsichtlich des Salzgehalts, der Trübung, Schwebstoffen, dem gesamten und partikulären organischen Kohlenstoff, Bor, den Nährsalzen, dem Phytoplankton und Zooplankton sowie den Anteilen der verschiedenen Vibrio-Arten, was auf eine natürliche Funktionsweise des Mündungsgebiets hindeutet. Für gelösten Sauerstoff und den pH-Wert wird kein Gradient von stromaufwärts nach stromabwärts beobachtet, was charakteristisch für die natürliche Variabilität der Gironde-Mündung ist.

- Chemische Substanzen wie Morpholin, Ethanolamin und Hydrazin weisen Konzentrationen unterhalb ihrer jeweiligen Bestimmungsgrenzen auf. Was anionische Tenside (Waschmittel) betrifft, so liegen die gemessenen Konzentrationen über den gesamten Zeitraum 2011–2020 unter den Konzentrationen, die eine schädliche Wirkung auf die Mündungsumgebung haben könnten.

- Die Ergebnisse der mikrobiologischen Überwachung zeigen eine ausgeprägte saisonale Schwankung der Vibrio-Konzentrationen, was für die Mündung typisch ist.

Was die benthischen und fischereilichen Untersuchungen betrifft:

- Die Artenvielfalt und das Vorkommen der benthischen Fauna variieren entlang eines räumlichen Gradienten. Für den subtidalen benthischen Bereich lässt sich dies durch punktuelle Versandung, den Salzgehaltsgradienten und Strömungen erklären. Was den intertidalen benthischen Bereich betrifft, kann diese Dynamik durch natürliche Schwankungen der hydroklimatischen Umwelt bedingt sein oder Trends in der ökologischen Qualität des Ökosystems der Gironde widerspiegeln, die typischerweise entlang des zunehmenden Salzgehaltsgradienten (stromaufwärts–stromabwärts) der Mündung beobachtet werden, ohne dass ein Einfluss des Kernkraftwerks Blayais auf den benthischen Bereich festgestellt wurde. Die interannuelle Dynamik der Korngrößenverteilung und der benthischen Populationen im Gezeitenbereich variiert nur geringfügig. Im Gegensatz dazu nimmt der Artenreichtum der subtidalen benthischen Wirbellosen im Laufe der Jahre zu, was aus ökologischer Sicht insgesamt positiv zu bewerten ist.

- Was die fischereiliche Makrofauna betrifft, so lassen sich räumliche Schwankungen in der Häufigkeit bestimmter Arten feststellen, die mit dem im Gironde-Mündungsgebiet üblicherweise beobachteten Salzgehaltsgradienten zusammenhängen. Die jährlichen Schwankungen in der Dynamik der Fischpopulationen, der Rekrutierung und der Bestandsstruktur während dieses Jahrzehnts stehen in engem Zusammenhang mit hydrologischen und klimatischen Umweltveränderungen.

Im Rahmen der Überwachung der aquatischen Umwelt des Kernkraftwerks Blayais lässt die Analyse aller im Zeitraum 2011–2020 erhobenen Daten keinen Einfluss des Kernkraftwerks auf die Populationen und die Mündungsumgebung erkennen.

2.2.2 Analyse des radiologischen Zustands der Umwelt in der Umgebung des Kernkraftwerks

Die Analyse des radiologischen Zustands der Umwelt in der Umgebung des Kernkraftwerks Blayais stützt sich auf die jährlichen radioökologischen Überwachungen und die durchgeführten Zehnjahresbilanzen. Sie umfasst einen Vergleich der Analyseergebnisse mit dem vor der Inbetriebnahme des Kernkraftwerks festgelegten Referenzzustand (oder „Nullpunkt“).

Die wichtigsten Schlussfolgerungen dieser Analyse für den Zeitraum 2011–2020 lauten wie folgt:

- Die in der terrestrischen und aquatischen Umwelt in der Umgebung des Kernkraftwerks Blayais vorhandene Radioaktivität ist überwiegend natürlichen Ursprungs und geht im Wesentlichen auf Kalium-40 und Beryllium-7 zurück. Die Werte der natürlich vorkommenden Radioaktivität sind in der terrestrischen und aquatischen Umwelt in der Umgebung des Kernkraftwerks seit dem Referenzzustand stabil geblieben.

- In der terrestrischen Umwelt in der Umgebung des Kernkraftwerks Blayais stammt die künstliche Radioaktivität hauptsächlich aus den Restwerten des atmosphärischen Fallouts von Atomtests in der Atmosphäre, aus dem Fallout des Unfalls von Tschernobyl sowie in geringerem Maße aus dem Unfall von Fukushima Daiichi. Diese Ereignisse sind der Grund dafür, dass im Zeitraum 2011–2020 Cäsium-134 und -137, Jod-131 sowie – ausschließlich im Zusammenhang mit den Atomtests – Nickel-63, Strontium-90 und Alpha-Strahler (Plutonium-238, Plutonium-239 und -240 sowie Americium-241) nachgewiesen wurden. Der Niederschlag aus atmosphärischen Kernwaffentests trägt ebenfalls zum Hintergrundgehalt an Tritium und Kohlenstoff-14 bei. Diese beiden Radionuklide entstehen zudem auf natürliche Weise und gehören ebenfalls zu den Radionukliden, die in den Abwässern der Anlagen des Kernkraftwerks CNPE enthalten sind. Mit Ausnahme eines punktuellen Nachweises[20] von freiem Tritium in einer Honigprobe und von organisch gebundenem Tritium in einer Probe von Wiesenkräutern sowie von Kohlenstoff-14 in bestimmten Milch- und Pflanzenproben wurde kein weiterer Beitrag der Abwasserableitungen des Kernkraftwerks Blayais zu den in der terrestrischen Umwelt in der Umgebung des Kernkraftwerks gemessenen Aktivitäten festgestellt. Die Auswirkungen der atmosphärischen Ableitungen radioaktiver Abwässer des Kernkraftwerks, die unter Einhaltung der gesetzlichen Grenzwerte erfolgen, sind vernachlässigbar.

- In der aquatischen Umwelt ist die künstlich bedingte Gamma-Radioaktivität hauptsächlich auf Cäsium-137 zurückzuführen, das aus früheren globalen Fallout-Ereignissen stammt (Atomwaffentests in der Atmosphäre und der Unfall von Tschernobyl). Das Cäsium 134, das 2011 in einer Probe von Blütenpflanzen gemessen wurde, stammt aus dem Fallout des Unfalls von Fukushima Daiichi. Das in der aquatischen Umwelt nachgewiesene Strontium-90 und die Alpha-Strahler (die nicht in den flüssigen Ableitungen des Kernkraftwerks enthalten sind) stammen aus dem früheren Fallout der Atomwaffentests in der Atmosphäre. Die in bestimmten aquatischen Proben gemessenen Aktivitätswerte für Tritium und Kohlenstoff-14 können einen doppelten Ursprung haben: die Ableitungen des Kernkraftwerks Blayais in Verbindung mit denen des stromaufwärts gelegenen Kernkraftwerks Golfech. Die flüssigen Ableitungen des Kernkraftwerks Blayais sind der Grund für die nachgewiesenen Nickel-63-Werte. Die Herkunft des vereinzelt nachgewiesenen metastabilen Silber-108 ist ungewiss, doch ein Einfluss der Ableitungen des Kernkraftwerks Blayais kann nicht ausgeschlossen werden. Die Auswertung aller im Rahmen der Überwachung der aquatischen Umwelt des Standorts gewonnenen Daten lässt den Schluss zu, dass der Einfluss des Kraftwerksbetriebs vernachlässigbar ist.

[20] Es sei darauf hingewiesen, dass der Begriff „Markierung“ in der Radioökologie üblicherweise verwendet wird, um das messbare Vorhandensein eines Radionuklids in der Umwelt über die Hintergrundstrahlung hinaus in Verbindung mit einer identifizierten Quelle zu bezeichnen. Dieser Begriff sagt nichts über quantifizierte Aktivitätswerte aus.

Zusammenfassend lässt sich sagen, dass die in der terrestrischen und aquatischen Umwelt in der Umgebung des Kernkraftwerks Blayais vorhandene Radioaktivität überwiegend natürlichen Ursprungs ist. Die künstlich verursachte Radioaktivität hängt ihrerseits hauptsächlich mit dem globalen atmosphärischen Fallout aus Atomtests und den Unfällen von Tschernobyl und Fukushima Daiichi sowie mit den Ableitungen des Kernkraftwerks Blayais und des stromaufwärts an der Garonne gelegenen Kernkraftwerks Golfech zusammen.

Die Auswirkungen der Einleitung radioaktiver Abwässer aus dem Kernkraftwerk Blayais, die unter Einhaltung der gesetzlichen Grenzwerte erfolgt, sind vernachlässigbar.

2.3 ANALYSE DES CHEMISCHEN UND RADIOLOGISCHEN ZUSTANDS DER UMWELT AUF DEM GELÄNDE DES KERNKRAFTWERKS (BODENZUSTAND)

Gemäß Artikel 3.3.7 der Umweltgenehmigung gilt*: „Bei Tätigkeiten, die die Erzeugung, Verwendung und Einleitung radioaktiver oder nicht radioaktiver Stoffe beinhalten, die den Boden und das Grundwasser kontaminieren könnten, umfasst die in Artikel 3.3.6 genannte Analyse eine Bestandsaufnahme des Bodens der Anlage*." Artikel 3.3.6 legt zudem die Häufigkeit dieser Bodenuntersuchung fest: bei jeder regelmäßigen Überprüfung der Anlage und mindestens alle zehn Jahre, und weist darauf hin, dass sich die Untersuchung auf mehrere Kernkraftwerke innerhalb desselben Standorts beziehen kann. So wird für das Kernkraftwerk Blayais die Untersuchung des Bodenzustands auf dem Gelände der beiden folgenden Kernkraftwerke des CNPE durchgeführt:

- INB Nr. 86, Reaktoren Blayais 1 und 2;
- INB Nr. 110, Reaktoren Blayais 3 und 4.

Die Analyse des Bodenzustands des Kernkraftwerks Blayais stützte sich auf die Umweltdaten des Untergrunds des Kernkraftwerks, auf die Grundwasserüberwachung im Zeitraum von Januar 2013 bis Dezember 2020 sowie auf die Bodenuntersuchungen, die im INB-Bereich des Kernkraftwerks durchgeführt wurden.

Die wichtigsten Anlagen des Kernkraftwerks befinden sich innerhalb zweier Schlitzwände, wo der natürliche Boden, bestehend aus lehmigem Schlamm, beim Bau des Standorts durch sandige Aufschüttungen mit einer Mächtigkeit von etwa 17 m ersetzt wurde. Diese Schlitzwände bilden eine Barriere für den Abfluss des Grundwassers aus dem Schwemmland, dessen Pegel innerhalb der Schlitzwände zwischen 3 und 4 m Tiefe relativ zur Plattformhöhe schwankt und das hauptsächlich von Westen nach Osten fließt.

Seit ihrer Inbetriebnahme wird das Kernkraftwerk Blayais einer qualitativen und quantitativen Grundwasserüberwachung unterzogen. Diese Überwachung wurde im Laufe der Zeit angepasst, um den baulichen Maßnahmen und den sich ändernden gesetzlichen Anforderungen gerecht zu werden. Für jeden überwachten Parameter wurden für alle Kernkraftwerksstandorte Schwellenwerte festgelegt: ein Untersuchungsschwellenwert (S1) und ein Aktionsschwellenwert (S2). Ergänzend wurden Qualitätsrichtwerte definiert, die bei der Auswertung der Messungen helfen sollen; diese gelten für bestimmte allgemeine physikalisch-chemische Eigenschaften des Milieus wie den pH-Wert, die Leitfähigkeit sowie Elemente wie Eisen, Mangan und Aluminium.

Die Auswertung aller Messungen im Rahmen der Grundwasserüberwachung zwischen Januar 2013 und Dezember 2020 umfasste die Ergebnisse von etwa 12.400 chemischen und 2.300 radiologischen Analysen, die an rund dreißig Piezometern im Bereich des Kernkraftwerks Blayais durchgeführt wurden. Diese Überwachung ergab, dass bei den überwachten chemischen und radiologischen Parametern keine signifikanten Anomalien vorlagen, mit Ausnahme einiger Überschreitungen der für in Betrieb befindliche Kernkraftwerke geltenden Referenzgrenzwerte:

- Die Qualität des Grundwassers wird durch die geologische Beschaffenheit des Untergrunds beeinflusst. So wurden bei mehreren Parametern (Natrium, Chloride, Eisen, Mangan und Kjeldahl-Stickstoff) punktuelle Überschreitungen der Vergleichswerte beobachtet, die jedoch in keinem Zusammenhang mit den Aktivitäten des Kernkraftwerks stehen;
- Im Untersuchungszeitraum wurden an neun Piezometern des Kernkraftwerks Überschreitungen des Untersuchungsgrenzwerts für Phosphat festgestellt, ebenso wie Überschreitungen des Aktionsgrenzwerts zwischen September 2017 und Februar 2018 am Piezometer 0 SEZ 109 PZ und punktuell im August 2019 am

Piezometer 0 SEZ 103 PZ. Da diese Piezometer weit voneinander entfernt sind (innerhalb und außerhalb der Schlitzwände), könnten diese erhöhten Phosphatgehalte mit der hydrogeochemischen Hintergrundkonzentration des Grundwassers im quartären Kiesvorkommen zusammenhängen;

- Im Untersuchungszeitraum wurden bei den Piezometern 0 SEZ 106 PZ und 0 SEZ 119 PZ regelmäßige Überschreitungen des Untersuchungsgrenzwerts und vereinzelt des Aktionsgrenzwerts für den Parameter „Gesamtkohlenwasserstoffe“ beobachtet. Diese Piezometer befinden sich in Bereichen, in denen 2012 eine lokale Kontamination der Böden mit Kohlenwasserstoffen und PCB festgestellt wurde (Transformatoren Block 1 und Transformatoren Block 3). Diese Bereiche unterliegen seitdem Bewirtschaftungsmaßnahmen und einer verstärkten Überwachung;
- Im Jahr 2017 wurden Überschreitungen des Untersuchungsgrenzwerts für Nitrate an den Anlagen 0 SEZ 110 PZ und 0 SEZ 111 PZ sowie im Jahr 2019 am Piezometer 0 SEZ 110 PZ festgestellt, im Zusammenhang mit Überläufen an den in der Nähe dieser beiden Bauwerke gelegenen SEU-Gruben (Abwasser). Es werden Maßnahmen ergriffen, um diese Überschreitungen zu vermeiden;
- eine wiederholte Überschreitung des Grenzwerts S1 (100 Bq/l) für Tritium im Zeitraum von Januar 2013 bis Dezember 2020 war seitdem Gegenstand konkret festgelegter Bewirtschaftungsmaßnahmen (siehe Teil I – Kapitel 1 – Abschnitt 3).

Die Untersuchung der historischen und umweltbezogenen Daten des Kernkraftwerks Blayais stützte sich auf Dokumentenrecherchen, Aussagen von Mitarbeitern des Kernkraftwerks und Besichtigungen der Anlagen. Diese Untersuchung hat mehrere historische Tritiummarkierungen im Grundwasser des quartären Kiesbodens innerhalb der Schlitzwände aufgezeigt sowie die Notwendigkeit, in bestimmten Bereichen des Kernkraftwerks Untersuchungen durchzuführen, um die für die Bewertung des Bodenzustands erforderlichen zusätzlichen Informationen zu erhalten.

Zudem konnten die Ergebnisse von fünf Bodenuntersuchungskampagnen ausgewertet werden, die zwischen 2012 und 2017 im Rahmen von Bauarbeiten und/oder Erschließungsprojekten des Kernkraftwerks durchgeführt wurden:

- Transformatorenbereich: Im Zusammenhang mit den oben genannten Überschreitungen im Grundwasser im Bereich der Bauwerke 0 SEZ 106 PZ und 0 SEZ 119 PZ hat eine 2012 durchgeführte Untersuchungskampagne zwei durch Kohlenwasserstoffe und PCB belastete Bereiche (in den Abschnitten 1 und 3) aufgezeigt. Diese Verunreinigungen zeichnen sich durch eine relativ geringe Ausdehnung aus – etwa 2 m in vertikaler Richtung und 250 m² in horizontaler Richtung – sowie durch die Nichtflüchtigkeit und geringe Mobilität der betroffenen Stoffe, was zu einem sehr geringen Umweltrisiko und vernachlässigbaren Gesundheitsrisiken führt. Der im Anschluss an diese Untersuchungen umgesetzte Sanierungsplan bestand in der Einrichtung einer Anlage zur Aufbereitung des Überstands direkt an der Grundwasserschicht, verbunden mit einer verstärkten Umweltüberwachung. Mit Hilfe der Aufbereitungsanlage konnten etwa 42 kg reines Kohlenwasserstoff gesammelt werden.
- RTE-Standort: Im Jahr 2016 wurden zwei Umweltuntersuchungen des Bodens durchgeführt, die das Vorhandensein von vergrabenen Bauabfällen in diesem Bereich auf einer Fläche von etwa 7 Hektar und einer durchschnittlichen Mächtigkeit von 2 Metern nachwiesen. Ein Sanierungsplan wurde 2017 erstellt. Auf der Grundlage einer Kosten-Nutzen-Analyse und unter Berücksichtigung der Auflagen des Kernkraftwerks sowie mangels eines Sanierungsvorhabens die Lösung gewählt, die Abfälle an Ort und Stelle zu belassen und gleichzeitig eine Überwachung des Grund- und Oberflächenwassers einzurichten; ergänzt wird dies durch die Beibehaltung der derzeitigen Nutzung des Gebiets, eine Zugangsbeschränkung und die Bewahrung der Erinnerung an den Zustand dieses Bereichs des Kernkraftwerks.
- Was die anderen untersuchten Bereiche betrifft (Gebäude „Citadelle“, Projekte CCL und SEG sowie das Projekt zum peripheren Schutz), so erfordern diese Bereiche angesichts des punktuellen Charakters und der Art der bei den Analyseergebnissen festgestellten Überschreitungen für bestimmte Spurenmetalle (ETM) keine Bewirtschaftungsmaßnahmen.

Um den Zustand der Böden des Kernkraftwerks zu vervollständigen, wurde zwischen September 2020 und Januar 2021 eine Umweltuntersuchung der Böden in bestimmten Risikobereichen durchgeführt, die durch die Auswertung historischer und umweltbezogener Daten identifiziert worden waren. Diese umfasste die Durchführung von 25 Bodenbohrungen bis zu einer Tiefe von 4 m, 12 Schachtbohrungen mit einem Bagger, 7 Vorbohrungen (die nicht durch eine Bohrung vertieft wurden), 114 Bodenproben für chemische Analysen und 72 Bodenproben für radiologische Analysen.

Im Juli 2021 wurde eine ergänzende Untersuchungskampagne durchgeführt, die aus der Durchführung von 7 Bodenbohrungen bis zu einer Tiefe von 4 m an Stellen bestand, an denen bei der vorherigen Kampagne inkonsistente Ergebnisse für Cäsium-137 und Kobalt-60 festgestellt worden waren. Dadurch konnten die ersten Ergebnisse widerlegt werden.

Die Ergebnisse dieser Analysen entsprechen größtenteils der für die untersuchten Parameter ermittelten anthropogenen Hintergrundbelastung.

Dennoch weisen einige der analysierten Bodenproben Überschreitungen bei einem oder mehreren chemischen Parametern (Cadmium, Quecksilber und Zink) auf, was höchstwahrscheinlich mit der intrinsischen Qualität der vorhandenen Aufschüttungen zusammenhängt.

Zudem wiesen drei analysierte Proben Tritium-Massenaktivitäten auf, die über den festgelegten Vergleichswerten lagen. Diese Proben wurden im Schwankungsbereich des Grundwasserspiegels entnommen, und zwar direkt an den beiden Bohrlöchern, die in der Nähe des PTR-Reservoirs, Abschnitt 1, angelegt wurden. Dieses Vorkommen von Tritium in der gesättigten Zone steht im Einklang mit der Markierung des Grundwassers, die Ende 2017 an den Kasematten unter dem BAN und am Piezometer 0 SEZ 109 PZ festgestellt wurde. Diese Markierung ist Gegenstand der zuvor genannten Bewirtschaftungsmaßnahmen.

2.4 GRUNDLAGEN FÜR DIE ÜBERPRÜFUNG DER EINLEITGRENZWERTE UND DER IN DER TABELLE IM ANHANG ZU ARTIKEL R. 211-11-1 DES UMWELTGESETZBUCHES GENANNTEN STOFFE

Artikel 4.1.11 des INB-Erlasses besagt: *„Die Einleitung […] der in der Tabelle im Anhang zu Artikel R. 211-11-1 des Umweltgesetzbuchs aufgeführten Stoffe darf nur erfolgen, wenn eine Entscheidung der ASN […] Einleitungsgrenzwerte für diese Stoffe festlegt, und zwar auf der Grundlage der vom Betreiber vorgelegten Begründungen hinsichtlich der Optimalität dieser Einleitungen und der Akzeptanz ihrer Auswirkungen. Die vorgenannten Grenzwerte werden regelmäßig überprüft. Der Betreiber nimmt die für diese Überprüfung erforderlichen Angaben in den in Artikel L. 593-19 des Umweltgesetzbuchs vorgesehenen Überprüfungsbericht auf.*“

Für das Kernkraftwerk Blayais sind die von diesem Artikel betroffenen Stoffe Borsäure, Gesamtmetalle (Blei, Mangan, Chrom, Kupfer, Zink), Phosphate und Stickstoff (Ammonium, Nitrate, Nitrite, organischer Stickstoff).

Die geltenden Grenzwerte für die Einleitung dieser Stoffe sind in der Verordnung vom 18. September 2003 festgelegt, mit der EDF die Genehmigung erteilt wurde, die Wasserentnahme sowie die Einleitung flüssiger und gasförmiger Abfälle für den Betrieb des Kernkraftwerks Blayais für den Zeitraum von 2014 bis Juni 2023 fortzusetzen; ab Juni 2023 gelten dann die neuen Entscheidungen der ASN.

Die Methode zur Überprüfung der Einleitungsgrenzwerte für die in der Tabelle im Anhang zu Artikel R. 211-11-1 des Umweltgesetzbuchs aufgeführten Stoffe stützt sich auf zwei Schwerpunkte:

- der Analyse der Erfahrungen mit den tatsächlichen Einleitungen des Kernkraftwerks im Zeitraum 2014–2023, im Vergleich zu den im Rahmen der Überprüfung zugrunde gelegten gesetzlichen Grenzwerten für den Bezugszeitraum (2014–2023) sowie im Vergleich zu den gesetzlichen Grenzwerten der neuen ASN-Entscheidungen zur Festlegung der Einleitungs- und Entnahmegrenzwerte, die im Juni 2023 veröffentlicht wurden;
- die Ermittlung etwaiger Anforderungen für den Betrieb der Reaktoren.

Anhand dieser beiden Aspekte lässt sich gegebenenfalls ermitteln, bei welchen Stoffen die Ableitungsgrenzwerte nicht mit den betrieblichen Anforderungen der Reaktoren vereinbar sind.

Die Anwendung dieser Methode auf das Kernkraftwerk Blayais zeigt, dass die Ableitungsgrenzwerte für die in der Tabelle im Anhang zu Artikel R. 211-11-1 des Umweltgesetzbuchs aufgeführten Stoffe mit den betrieblichen Anforderungen des Kernkraftwerks Blayais vereinbar sind.

2.5 ZUSAMMENFASSUNG DER DURCHGEFÜHRTEN UNTERSUCHUNGEN, STAND DER NOCH DURCHZUFÜHRENDEN UNTERSUCHUNGEN UND VORAUSSICHTLICHER ZEITPLAN FÜR DIE AUFBEREITUNG DER ABFÄLLE

Artikel 6.8 des INB-Erlasses sieht vor*: „Wenn Abfälle nach Modalitäten konditioniert sind, die mit ihrer Annahme in den Lagerstätten, für die sie laut Abfallbewirtschaftungsstudie bestimmt sind, unvereinbar sind, nimmt der Betreiber so schnell wie möglich eine Neukonditionierung vor. Erfordert diese Neuverpackung vorbereitende Untersuchungen, legt der Betreiber in Abständen, die von der Behörde für nukleare Sicherheit festgelegt werden, eine Bilanz der durchgeführten Untersuchungen, einen Überblick über die noch durchzuführenden Untersuchungen sowie den voraussichtlichen Zeitplan für die Neuverpackung der Abfälle vor. Diese Informationen sind zudem im Überprüfungsbericht enthalten.“*

Die Auslegungsgrundsätze für die Aufbereitungsanlagen (Centraco) und Endlager (Andra) für radioaktive Abfälle haben zur Festlegung von Anforderungen an die Abfälle geführt, die sich aus den Herausforderungen der nuklearen Sicherheit, des Strahlenschutzes und der Sicherheit ergeben, die mit den verschiedenen Lebensphasen dieser Anlagen verbunden sind (Betrieb sowie Überwachung und Nachüberwachung für die Andra-Endlager).

Die Einhaltung dieser Anforderungen stellt eine zentrale Herausforderung dar, die sowohl von den abfallerzeugenden Betreibern als auch von den industriellen Betreibern der Aufbereitungs- und Endlagerungsanlagen gemeinsam bewältigt werden muss.

Das Kernkraftwerk Blayais setzt diese Anforderungen durch technische und organisatorische Maßnahmen bei der Herstellung der Transportbehälter um, wobei die wichtigsten Phasen folgende sind:

- die Sammlung der Abfälle an den Produktionsstätten;
- die Verpackung der Abfälle in von den Aufbereitungs- und Endlagerungsbranchen zugelassene Verpackungen;
- die Kontrolle der in den Versandstücken enthaltenen Aktivität;
- der Versand der Verpackungen an eine geeignete Behandlungs- oder Lagerstätte.

Diese Maßnahmen müssen den Entsorgungs- und Lagerungszweigen gewährleisten, dass die Eigenschaften der Abfallgebinde in allen Phasen ihres Lebenszyklus mit den Betriebsbedingungen der Aufbereitungs- und Lagerstätten vereinbar sind.

Im Jahr 2015 wurde eine Arbeitsgruppe „Verpackungsqualität“ zwischen der Andra und den drei größten Erzeugern radioaktiver Abfälle – EDF, AREVA[21] und CEA – ins Leben gerufen, um Verbesserungspotenziale im Management radioaktiver Abfälle zu identifizieren und so Fortschritte bei der Sicherstellung der Konformität der Verpackungen zu erzielen.

Diese Organisation zielt darauf ab, ein Maß an Kontrolle zu gewährleisten, das den Herausforderungen angemessen ist, wie sie durch die potenziellen Auswirkungen und Risiken im Zusammenhang mit möglichen Nichtkonformitäten oder Qualitätsmängeln bei den Verpackungen definiert sind.

Besondere Aufmerksamkeit gilt dabei den Verpackungen vom Typ „Betonhülle“, die im Mehrbarrierenkonzept des CSA eine Einschlussfunktion erfüllen und maßgeblich zu dessen radiologischem Bestand beitragen.

[21] Seit 2018 Orano

Abbildung 28 zeigt die Entwicklung der Qualität der Betonhüllen-Transportbehälter des Kernkraftwerks Blayais im Zeitraum 2014–2023.

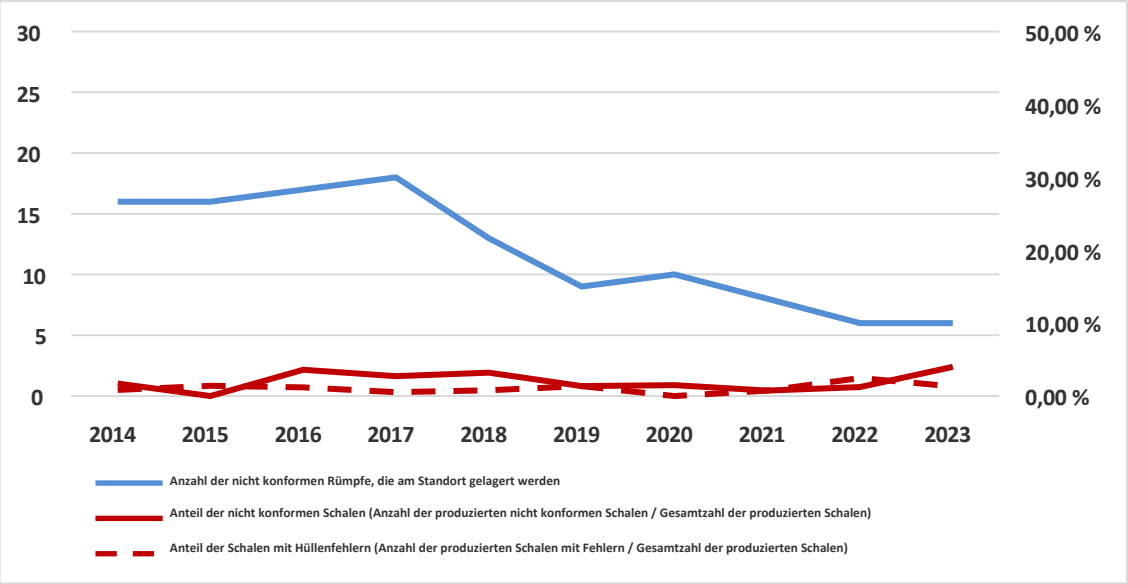


Abbildung 28: Entwicklung der Qualität der im Kernkraftwerk Blayais hergestellten Hüllen im Zeitraum 2014–2023

Der Anteil der von einer Nichtkonformität betroffenen Hüllen ist gering und liegt seit 2014 nicht über 4 %, was auf Folgendes zurückzuführen ist:

- dem vom Kernkraftwerk Blayais umgesetzten Maßnahmenplan zur Verbesserung der Kontrolle der Verpackungsvorgänge;
- der Überarbeitung der Genehmigung für Betonhüllen von Wasserfiltern und radioaktiven technologischen Abfällen, die 2006 geprüft wurde (durch den Sperrmörtel gewährleistete Eindämmungseigenschaften im Falle von Defekten wie Absplitterungen oder Rissen an der Hülle).

Der Anteil der Hüllen mit Manteldefekten ist hingegen stabil auf einem niedrigen Niveau und liegt seit 2014 im Durchschnitt bei 1 %.

Darüber hinaus wird auch die Qualität der in vergänglichen Behältern verpackten schwach- und sehr schwach radioaktiven Abfälle überwacht, obwohl diese keine Sicherheitsrisiken darstellen (geringe Strahlungsbelastung, keine Anforderungen an die Eindämmungseigenschaften). Tatsächlich kann ein wiederholtes Auftreten von Qualitätsmängeln dazu führen, dass die Abfallentsorgungs- und -lagerungsanlagen die Annahme der Abfälle aussetzen und industrielle Einschränkungen entstehen (z. B. das Risiko einer Überlastung der Lagerkapazitäten).

Das Kernkraftwerk (CNPE) leitet daraufhin Korrektur- und Vorbeugungsmaßnahmen ein, gegebenenfalls mit Unterstützung der nationalen Ingenieurdienste, um wieder ein zufriedenstellendes Qualitätsniveau zu erreichen.

Es ist anzumerken, dass es beim CNPE du Blayais zwischen 2014 und 2023 zu keiner Aussetzung der Abfallannahme durch die Entsorgungs- und Endlagerungsketten aufgrund von Qualitätsmängeln an den Abfallgebinden gekommen ist.

Die Kontrolle der Qualität der Abfallgebinde trägt insbesondere dazu bei, sicherzustellen, dass diese an die Behandlungs- und Endlagerungsanlagen weitergeleitet werden können, insbesondere wenn eine Rücknahme von Abfällen, die nach Modalitäten konditioniert wurden, die mit den Annahmespezifikationen der Anlagen unvereinbar sind, nicht in Betracht kommt.

Dabei ist zu unterscheiden zwischen:

- einerseits Abfälle, die in vergänglichen Behältern ohne vorherige Fixierung verpackt sind und zurückgenommen werden können, wenn eine Unvereinbarkeit der Verpackung mit den Annahmespezifikationen der Entsorgungsanlagen festgestellt wird (z. B. Kunststofffässer mit kurzlebigen, schwach radioaktiven technischen Abfällen, die bei Centraco verbrannt werden, Metallbehälter mit kurzlebigen, schwach oder mittelradioaktiven technischen Abfällen, die in das CSA eingebracht werden).

- andererseits Abfälle, die in langlebigen Behältern oder in vergänglichen Behältern mit vorheriger Stilllegung verpackt sind. Diese Abfälle werden vor der Entsorgung stillgelegt und können im Falle einer Unvereinbarkeit der Verpackung mit den Annahmespezifikationen der Entsorgungswege nicht zurückgenommen werden.

Bei den erstgenannten Abfällen ist die Nichtübereinstimmung der Verpackung mit den Annahmespezifikationen der Entsorgungswege somit reversibel. Mögliche Einschränkungen im Zusammenhang mit ihrer Umverpackung (Klärung der Übernahme mit dem Entsorgungsweg, Verfügbarkeit der Anlagen, Vorbehandlung, ergänzende Charakterisierung usw.) erklären jedoch, warum Verpackungen dieser Art in den Anlagen vorhanden sind.

Für die zweite Gruppe hat EDF ein Verpackungsdesign in Form eines Metallkastens (Zulassung 7BN) entwickelt und von der Andra genehmigen lassen, mit dem die meisten Abfallverpackungen, deren Konditionierung einen Abtransport im aktuellen Zustand nicht zulässt, für die Lagerung geeignet gemacht werden können.

Die Mengen an Abfällen, die nach Modalitäten verpackt wurden, die mit den Annahmespezifikationen der Entsorgungsketten unvereinbar sind und die im Kernkraftwerk Blayais verbleiben, sind daher begrenzt, insbesondere im Hinblick auf die im betreffenden Zeitraum anfallenden Mengen an Abfallgebinden.

Die Angaben zu den durchgeführten Studien, zum Stand der noch durchzuführenden Studien und zum voraussichtlichen Zeitplan für die Umverpackung der Abfälle, die in einer Weise verpackt wurden, die mit den Annahmespezifikationen der Entsorgungswege unvereinbar ist, sind für jede Abfallart in den Tabellen 5 und 6 aufgeführt. Zu beachten ist, dass in diesen Tabellen auch die Ende 2023 im Kernkraftwerk Blayais gelagerten Abfallgebinde aufgeführt sind:

- die Abweichungen von den Annahmespezifikationen der Entsorgungswege aufweisen, jedoch nicht zwangsläufig eine Umverpackung erfordern;

- die zwar keine Abweichungen von den Annahmespezifikationen der Entsorgungswege aufweisen, jedoch aufgrund ihrer Aktivität (DeD in 3 m Entfernung vom blanken Abfall > 10 mSv/h) einen radioaktiven Abbau erfordern, um als IP2-Pakete transportiert werden zu können.

Einige wiederaufbereitete Versandstücke wurden in den Jahren 2024 und 2025 versandt. Sie sind in Tabelle 6 aufgeführt.

Tabelle 5: In vergänglichen Behältern verpackte Abfälle ohne vorherige Fixierung

Abfallart	Anzahl der Pakete, die den Annahmespezifikationen der Entsorgungskette nicht entsprachen und Ende 2023 gelagert waren	Gesamtzahl der erzeugten Gebinde [2014–2023]	Für die Umverpackung erforderliche Untersuchungen		Vorläufiger Zeitplan für die Umverpackung
			Durchgeführt	Noch durchzuführen	
Verbrennbare feste Abfälle FA-VC	0	18 085			
Feste Abfälle FA-VC	0	8 741			
Glaswolle TFA	0	144			
Metallabfälle TFA	0	470			
Bauschutt TFA	0	469			
Wasserfilter FA-VC	0	164			
Anionenaustauscherharze TFA	0	189			
Kationische TFA-Harze	0	199			
Verbrennbare Wasserfilter FA-VC	0	185			
Metallabfälle FA-VC	0	64			
Metallabfälle TFA-AP1401	0	46			
Jodfallen TFA	0	30			
Hochwirksame Lüftungsfilter TFA	0	36			
Verbrennbare Lösungsmittel / Öle	0	23			
Lüftungsfilter aus Metall FA-VC	0	48			
Leuchtstoffröhren TFA	0	8			

Tabelle 6: In langlebigen oder vergänglichen Behältern konditionierte Abfälle mit vorheriger Stilllegung

Abfallart	Anzahl der Verpackungen, die nicht den Annahmespezifikationen der Entsorgungskette entsprechen	Gesamtzahl der im Zeitraum 2014–2023 erzeugten Verpackungen	Für die Umverpackung erforderliche Untersuchungen		Zeitplan für die Aufbereitung
			Durchgeführt	Noch durchzuführen	
MA-VC-Harze	1	310	Fehlerbeschreibung: Nicht konforme Sendung aufgrund von Prozessabweichungen	Antrag auf Übernahme durch die ANDRA	2028
Konzentrate	2	388	Fehlerbeschreibung: Nicht konforme Sendung aufgrund von Prozessabweichungen	Bearbeitung des Vorgangs mit der ANDRA	2028
			Fehlerbeschreibung: Nicht konformes Versandstück aufgrund Mangel an der Umhüllung	Bearbeitung des Vorgangs mit der ANDRA	2028
Technologische Abfälle MA-VC	1	475	Charakterisierung des Defekts: DeD-Hülle > 2 mSv/h, Überschreitung des Schwellenwerts für die Einbettung, Überschreitung der Kohlenstoff-14-Aktivität	Die Modalitäten der Entsorgung sind mit der ANDRA für Kohlenstoff-14 zu klären [22]	2032
MA-VC-Wasserfilter	11		Charakterisierung des Defekts: DeD des unverpackten Abfalls > 10 mSv/h (Transportgrenzwert IP2), Überschreitung der Kohlenstoff-14-Aktivität	Die Modalitäten der Entsorgung sind mit der ANDRA für Kohlenstoff-14[22]	2032
			Charakterisierung des Defekts: DeD des unbehandelten Abfalls > 10 mSv/h (Grenzwert Transport IP2), Überschreitung der Kohlenstoff-14-Aktivität	Modalitäten der Entsorgung sind mit der ANDRA für Kohlenstoff-14[22]	2032
			Charakterisierung des Defekts: DeD des ungeschützten Abfalls > 10 mSv/h (Grenzwert Transport IP2), Überschreitung der Kohlenstoff-14-Aktivität	Die Modalitäten der Entsorgung sind mit der ANDRA für den Kohlenstoff-14[22]	2032
			Charakterisierung des Defekts: DeD des unverpackten Abfalls > 10 mSv/h (Transportgrenzwert IP2), Überschreitung der Kohlenstoff-14-Aktivität	Modalitäten der Entsorgung sind mit der ANDRA für Kohlenstoff-14[22]	2032
			Fehlerbeschreibung: DeD des unbehandelten Abfalls > 10 mSv/h (Transportgrenzwert IP2), Überschreitung der Kohlenstoff-14-Aktivität	Modalitäten der Entsorgung sind mit der ANDRA für Kohlenstoff-14[22]	2032
			Charakterisierung des Defekts: DeD des unbehandelten Abfalls > 10 mSv/h (Transportgrenzwert IP2), Überschreitung der Kohlenstoff-14-Aktivität	Die Modalitäten der Entsorgung sind mit der ANDRA für den Kohlenstoff-14[22]	2032
			Charakterisierung des Defekts: DeD des unbehandelten Abfalls > 10 mSv/h (Transportgrenzwert IP2, Überschreitung der Aktivität Kohlenstoff-14-Aktivität	Modalitäten der Entsorgung sind mit der ANDRA für Kohlenstoff-14[22]	2032
			Abfall, der eine spezifische radiologische Charakterisierung erfordert	Gammaspektrometrie	2027

[22] Bei diesen Hüllen wird derzeit der Akzeptanzgrenzwert für die Kohlenstoff-14-Aktivität überschritten, was ihre Übernahme

durch die ANDRA verhindert.

Abfallart	Anzahl der Versandstücke, die nicht den Annahmespezifikationen der Entsorgungskette entsprechen	Gesamtzahl der im Zeitraum 2014–2023 erzeugten Versandstücke	Für die Umverpackung erforderliche Untersuchungen		Zeitplan für die Aufbereitung
			Durchgeführt	Noch durchzuführen	
			Charakterisierung des Fehler : Sendungen mit einem maximalen DDD-Wert > 2 mSv/h	Bearbeitung des Antrags mit der ANDRA	2028
			Charakterisierung des Fehler : Sendungen mit einem maximalen DDD-Wert > 2 mSv/h	Bearbeitung des Antrags mit der ANDRA	2028
			Charakterisierung des Fehlers: DeD des ungeschützten Abfalls > 10 mSv/h (Transportgrenzwert IP2), Überschreitung der der Kohlenstoff-14-Aktivität	Die Modalitäten der Entsorgung sind mit der ANDRA für Kohlenstoff-14[22]	2032
MA-VC-Wasserfilter	4		Sendungen, die 2024 oder 2025 nach Wiederherstellung der Konformität oder Klärung der besonderen Entsorgungsbedingungen versandt werden		

2.6 ELEMENTE ZUR ÜBERPRÜFUNG DER VORSCHRIFTEN IM ZUSAMMENHANG MIT DER KONTINUIERLICHEN ÜBERWACHUNG DER RADIOAKTIVITÄT ODER DER DOPPELUNG DER MESSKETTEN

Artikel 3.2.18 der Umweltentscheidung besagt: *„Radioaktive flüssige Abfälle werden an der Ableitung kontinuierlich auf ihre Aktivität überwacht. Diese Überwachung der Radioaktivität erfolgt mithilfe von zwei unabhängigen Messketten, die jeweils mit einem Alarm ausgestattet sind, der auf einen Schwellenwert der Volumenaktivität eingestellt ist, dessen Auslösung die automatische Unterbrechung der Ableitung zur Folge hat. Im Falle einer in Artikel 4.1.13 des oben genannten Erlasses vom 7. Februar 2012 genannten Vermischung von radioaktiven flüssigen Abfällen mit nicht radioaktiven flüssigen Abfällen, die kontinuierlich abgeleitet werden, erfolgt diese Überwachung an einer Stelle der Ableitung, die stromaufwärts der Vermischungsstelle mit diesen anderen Abfällen liegt.“*

Für Kernkraftwerke, für die die Vorschriften keine permanente Überwachung oder Verdopplung der oben genannten Messketten vorsehen, werden Elemente bereitgestellt, um diese Vorschriften im Rahmen der Überprüfung gemäß Artikel 6.5 der Umweltentscheidung zu überprüfen: *„Die in Artikel 3.2.18 Absatz I vorgesehene permanente Überwachung der Radioaktivität oder die Verdopplung der Messketten sind nicht erforderlich, wenn die vor diesem Inkrafttreten geltenden Schutzvorschriften dies nicht vorsehen; Der Betreiber fügt jedem nach dem 1. Juli 2015 gemäß Artikel L. 593-19 des Umweltgesetzbuchs vorgelegten Überprüfungsbericht alle Unterlagen bei, die es der Behörde für nukleare Sicherheit ermöglichen, diese Vorschriften zu überprüfen*.“

Die Aktivität der radioaktiven Abwässer des Kernkraftwerks Blayais wird kontinuierlich überwacht. Diese Überwachung erfolgt mithilfe von zwei unabhängigen Messketten, die jeweils mit einem auf einen Schwellenwert für die Volumenaktivität eingestellten Alarm ausgestattet sind. Bei Überschreitung des Schwellenwerts für die Volumenaktivität wird die Ableitung automatisch unterbrochen.

Somit hält das Kernkraftwerk Blayais Artikel 3.2.18 der Umweltgenehmigung ein.

2.7 MESSUNG DER SCHALLEMISSIONEN DES KERNKRAFTWERKS

In Artikel 4.4.5 Absatz I der Umweltentscheidung heißt es: *„Der Betreiber führt mindestens einmal alle zehn Jahre auf eigene Kosten eine Messung der Lärmemissionen seiner Anlage durch. Diese Messungen erfolgen an vom Betreiber festgelegten Standorten, um die Einhaltung der Emissionsgrenzwerte in den Gebieten zu beurteilen, in denen diese geregelt sind“*, und Absatz III dieses Artikels präzisiert*: „Die Ergebnisse dieser Messungen werden dem in Artikel L. 593-19 des Umweltgesetzbuchs vorgesehenen Bericht zur Überprüfung der Anlage beigefügt*.“

Der Betrieb in Blayais war zwischen dem 16. Februar 2021 und dem 4. März 2021 Gegenstand einer akustischen Messkampagne.

Die Messstellen sind so festgelegt, dass die Einhaltung der Emissionsgrenzwerte[23] in den regulierten Gebieten (ZER) beurteilt werden kann. So werden Umgebungslärmmessungen[24] in den Wohngebieten durchgeführt, die den Lärmemissionen der Anlage am stärksten ausgesetzt sind, und zwar in einem Umkreis von maximal zwei Kilometern, in direkter Sichtlinie zu den Anlagen und in verschiedenen Richtungen rund um den Standort. Dadurch werden die wichtigsten lokalen Windverhältnisse abgedeckt. Die Messungen an der Anlagengrenze (LDS) werden in Richtung dieser Wohngebiete durchgeführt. Die Messstellen für den Restlärm[25] werden gemäß § 6.6 der Norm NF S 31-010 zur Charakterisierung und Messung von Umgebungslärm festgelegt, um den Restlärmpegel eines Gebiets zu schätzen, ohne den Betrieb der Anlage einzustellen.

Alle diese Messstellen sind in der nachstehenden Karte dargestellt.

[23] Emergenz: Arithmetische Differenz zwischen Umgebungslärm und Restlärm. Sie wird in dBA angegeben.

[24] Umgebungslärm: Der in der Umgebung gemessene Gesamtlärm. Er umfasst alle Quellen in der Umgebung, einschließlich der industriellen Lärmquellen der Anlage. Er wird in dBA angegeben.

[25] Restlärm: Lärm, der von allen Umgebungsquellen mit Ausnahme der industriellen Lärmquellen der Anlage erzeugt wird. Er wird in dBA angegeben.



Abbildung 29: Lage der Messpunkte in der Umgebung des Kraftwerks Blayais

Die Berücksichtigung der für Kernkraftwerke spezifischen Rahmenbedingungen (große Entfernungen zwischen Quelle und Empfänger, Unmöglichkeit, den Betrieb der Anlagen vollständig einzustellen) veranlasst EDF dazu, umfangreiche Maßnahmen zu ergreifen, um repräsentative Messergebnisse zu erzielen. Tatsächlich erfolgt die Messung in der Umgebung des Standorts über einen langen Zeitraum (mindestens zwei Wochen) und wird von einer Erfassung der Betriebsbedingungen der Anlagen begleitet. Diese Messung entspricht der Norm NF S 31-010 „Charakterisierung und Messung von Umgebungslärm“ (Gutachtenmethode). Während der gesamten Messkampagne werden mithilfe eines vor Ort installierten 3D-Schallanemometers detaillierte meteorologische Messungen durchgeführt. Damit lassen sich vor Ort minütlich folgende Werte erfassen: durchschnittliche Windrichtung und -geschwindigkeit, Außentemperatur, Luftfeuchtigkeit sowie Gradienten von Wind, potenzieller Temperatur und effektiver Schallgeschwindigkeit in Richtung der Messpunkte. Die ZER-Messungen werden in der Regel kontinuierlich über die gesamte Dauer der Messkampagne durchgeführt, doch aufgrund ihres konservativen Charakters (insbesondere zulässige gesetzliche Grenzwerte und niedrigere Restlärmpegel) werden vorrangig die Ergebnisse aus dem Nachtzeitraum (50-Prozent-Perzentil, integriert über Stichproben von etwa 9 Stunden zwischen 22 Uhr und 7 Uhr) herangezogen, um die Konformität der Standorte zu beurteilen.

Eine erste Analyse der Rohmessdaten und der Betriebsbedingungen der Anlage ermöglicht es, die große Menge an Messdaten zu sortieren, um die relevantesten auszuwählen: Ausschluss von Störungen, die nicht repräsentativ für das gesamte Wohngebiet sind (z. B. Lärm einer privaten Wärmepumpe) oder für eine ungewöhnliche Situation (z. B. ein lokales Fest), Wetterbedingungen, die der Norm NF S 31-010 entsprechen (Windgeschwindigkeit unter 5 m/s, kein nennenswerter Regen), ausreichende Abdeckung der lokalen Ausbreitungsbedingungen in Verbindung mit den Wetterbedingungen und den normalen Betriebsbedingungen der Anlage (maximal Anzahl an in Betrieb befindlichen Reaktoren, stabiler Betrieb, keine außergewöhnlichen Ereignisse in der Anlage). Eine statistische Auswertung der ausgewählten Stichproben auf der Grundlage von 10 Jahren vor Ort erhobener Wetterdaten ermöglicht es anschließend, für jeden Messpunkt einen einheitlichen Lärmpegelwert zu ermitteln.

Da die Messung allein nicht immer alle Beiträge zum Restlärm berücksichtigen kann, wird abschließend eine Nachbearbeitung der Messungen mithilfe der Open-Source-Software zur Modellierung der Schallausbreitung in der Umwelt „Code_TYMPAN“ durchgeführt. Diese Software wird von EDF eingesetzt, um die Probleme des Industrielärms aller seiner Produktionsanlagen zu untersuchen. Sie basiert auf standardisierten Berechnungsmethoden (ISO 9613 und NF S 31-133) und wurde anhand einer Reihe von Testfällen validiert. Die Modellierung des Standorts stützt sich insbesondere auf die akustische Charakterisierung der wichtigsten Anlagen, die die gemessenen Schallpegel beeinflussen können: Diese Messungen werden je nach Anlagentyp und Zugänglichkeit gemäß den Normen ISO 9614-2, ISO 3744 oder ISO 10494 durchgeführt.

Die Ergebnisse des Modells in Verbindung mit einer detaillierten Analyse der akustischen Messungen und der meteorologischen Bedingungen ermöglichen es somit, statistische Emissionswerte zu ermitteln, die repräsentativ für die Auswirkungen der industriellen Lärmquellen des Betriebs während des strengsten vorgeschriebenen Zeitraums (22:00 bis 07:00 Uhr) sind:

Tabelle 7: Lärmpegel an der Betriebsgrenze und zugehörige Emissionswerte in der ZER des Betriebs in Le Blayais

Untersuchungspunkte: LDS und ZER zugehörig	In LDS gemessener Lärmpegel (dBA)	Gemessener Umgebungslärmpegel in ZER (dBA)	Gemessener Restlärmpegel in ZER (dBA)	Zulässige Lärmemission (dBA)	Berechnete Lärmbelastung in ZER (dBA)
LDS 2 / ZER 2	52,0	38,0	32,0	4	6,0
LDS 3 / ZER 3	34,5	33,5	-	-	-
LDS 4 / ZER 4	34,5	35,0	34,5	4	0,5

Die an der Betriebsgrenze berechneten Beiträge aus industriellen Quellen liegen unter 60 dBA.

Es zeigt sich, dass in der regulierten Lärmausbreitungszone Nr. 2 nördlich des Kernkraftwerks der in Artikel 3 des Erlasses vom 23. Januar 1997 zur Begrenzung von Umgebungslärm durch klassifizierte Anlagen zum Schutz der Umwelt festgelegte zulässige Lärmgrenzwert für die Nachtzeit, der gemäß Artikel 4.3.5 des INB-Erlasses vom 7. Februar 2012 herangezogen wird, überschritten wird. Darüber hinaus weist diese ZER zwei ausgeprägte Frequenzen auf, die mehr als 30 % der Zeit bei 100 Hz und 500 Hz vorhanden sind.

Diese Überschreitungen sind nicht geeignet, erhebliche Lärmbelästigungen für die Gesundheit oder Sicherheit der Anwohner zu verursachen. Daher hat die ASN gemäß Artikel 4.3.5 des INB-Erlasses und unter Berücksichtigung der besonderen Merkmale der Anlage, ihrer Umgebung sowie technischer und wirtschaftlicher Erwägungen im Juni 2023 im Rahmen der Erneuerung der Genehmigungen für Wasserentnahmen und Einleitungen des Kernkraftwerks Blayais eine gegenteilige Verfügung erlassen.

FAZIT ZUM ABSCHNITT „NACHTEILE“

Das Kernkraftwerk Blayais ist so organisiert, dass die Einhaltung der für es geltenden Vorschriften gewährleistet ist: Der erste Teil dieses Abschnitts über die Nachteile zeigt, dass das Kernkraftwerk Maßnahmen ergreift, um die Nachteile, die es für die geschützten Interessen mit sich bringt, zu bewältigen.

Die Aktualisierung der Bewertung der Beeinträchtigungen, die das Kernkraftwerk Blayais für die geschützten Interessen mit sich bringt, zeigt, dass angesichts der ökologischen Herausforderungen und der lokalen Einschränkungen des Kernkraftwerks seine Gesamtumweltleistung es ermöglicht, die Gesamtheit der umgesetzten Maßnahmen als gleichwertig mit den besten verfügbaren Techniken anzusehen.

Die Analyse der Daten zur chemischen, ökologischen und radiologischen Umweltüberwachung in der Umgebung des Kernkraftwerks zeigt, dass die Auswirkungen des Kernkraftwerks Blayais auf die Umwelt vernachlässigbar sind.

Die Auswertung der Daten zur chemischen und radiologischen Überwachung der Böden und des Grundwassers des Kernkraftwerks Blayais ergab Überschreitungen der Untersuchungs- und Aktionsgrenzwerte bei bestimmten Parametern sowie Tritiummarkierungen im Grundwasser innerhalb der Schlitzwände der Reaktoren 1–2 und 3–4 in der Nähe der Industrieanlage, die Gegenstand von Bewirtschaftungsmaßnahmen sind.

Was die Abfälle betrifft, so lässt sich anhand der Datenanalyse nachweisen, dass die vom Kernkraftwerk Blayais umgesetzten Maßnahmen eine optimierte Entsorgung gewährleisten, auch für Abfälle, für die es noch kein endgültiges Entsorgungskonzept gibt, sowie für Abfälle, die nach Modalitäten konditioniert wurden, die mit den Annahmespezifikationen der Entsorgungswege unvereinbar sind und daher eine Neukonditionierung erfordern

Die Analyse der Überprüfung der Einleitungsgrenzwerte für regulierte Stoffe zeigt die Vereinbarkeit der Einleitungsgrenzwerte für die in der Tabelle im Anhang zu Artikel
R. 211-11-1 des Umweltgesetzbuchs aufgeführten Stoffe.

Die Auswertung der durchgeführten Messungen zeigt, dass die Lärmpegel des Kernkraftwerks Blayais den Vorschriften entsprechen.

Somit lässt die vierte regelmäßige Überprüfung des Reaktors Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais (INB Nr. 110) den Schluss zu, dass die vom Betreiber getroffenen organisatorischen und materiellen Vorkehrungen den Schutz der in Artikel L. 593-1 des Umweltgesetzbuchs genannten Interessen vor Beeinträchtigungen gewährleisten.

TEIL III – FORTSETZUNG DES BETRIEBS NACH 40 JAHREN

ABSCHNITT 1: BEWÄLTIGUNG VON ALTERUNG UND VERALTUNG

1 BEWÄLTIGUNG VON ALTERUNG UND VERALTUNG ____ 329
1.1 ZIEL ... 329
1.2 ERFÜLLUNG DES ZIELS ... 329
1.2.1 Organisation bei EDF zur Bewältigung von Alterung und Veralterung ... 329
1.2.1.1 Verfahren zur Bewältigung der Alterung von SSC ... 330
1.2.1.2 Instandhaltungsprozess ... 333
1.2.1.3 Verfahren zur Bewältigung der Veralterung von Ausrüstung und Ersatzteilen ... 334
1.2.2 Sicherung der Funktionsfähigkeit der Geräte nach 40 Jahren ... 335
1.2.2.1 Nachweis der Funktionsfähigkeit nicht ersetzbarer Geräte nach 40 Jahren ... 335
1.2.2.2 Nachweis der Funktionsfähigkeit austauschbarer Geräte nach 40 Jahren oder entweder deren Austausch oder deren Sanierung vorzunehmen ... 337
1.2.2.3 Zerstörungsfreie Prüfungen (ZFP) ... 341
1.2.3 Verschiedene Ansätze zum Umgang mit der Veralterung von Geräten und Ersatzteilen ... 341
1.3 FAZIT ... 342

1 BEWÄLTIGUNG DER ALTERUNG UND DE R VERALTUNG

Der Prozess *„Bewältigung der Alterung von Strukturen, Systemen und Komponenten (SSC)“* wurde im Rahmen der Vorbereitung der 4. Reaktorüberholung der 900-MW-Blöcke eingeführt, nachdem EDF im Jahr 2009 den Wunsch geäußert hatte, den Betrieb seines Kernkraftwerkparks über 40 Jahre hinaus fortzusetzen. Dieser Prozess war Gegenstand einer Prüfung in der Arbeitsgruppe „Alterung“ im Dezember 2003, anschließend im Mai 2006 und zuletzt in den Arbeitsgruppen ESPN und GPR im März 2018 im Rahmen der Vorbereitung des 4. RP 900.

Dieser Abschnitt dient dazu, den allgemeinen Ansatz zur Bewältigung der Alterung der Anlagen, die wichtigsten Erkenntnisse und die laufenden Programme sowie die Unterlagen vorzustellen, die erstellt wurden, um die Ziele im Zusammenhang mit der Bewältigung der Alterung und dem Umgang mit der Veralterung im Rahmen des 4. RP 900 zu erreichen.

1.1 ZIEL

Allgemein besteht das Industrieprogramm von EDF für den Betrieb der Blöcke über das 4. RP hinaus hinsichtlich des Aspekts Alterung und Veralterung der Komponenten darin:

- den Nachweis zu erbringen, dass nicht austauschbare Komponenten ihre Funktion auch nach 40 Jahren noch erfüllen können (Reaktordruckbehälter und Sicherheitsbehälter),
- nachzuweisen, dass austauschbare Komponenten ihre Funktion nach 40 Jahren weiterhin erfüllen können, oder sie entweder auszutauschen oder zu sanieren.

1.2 ERFÜLLUNG DES ZIELS

Allgemeiner Teil der EDF-Organisation

1.2.1 Organisation von EDF zur Bewältigung der Alterung und zur n Veralterung

Der Ansatz zur Bewältigung der Alterung und zur Behandlung der Veralterung stützt sich auf drei nachhaltige operative Prozesse:

- dem Prozess zur Bewältigung der Alterung von Strukturen, Systemen und Komponenten (SSC), der ab der 3. Reaktorphase systematisch umgesetzt und in der 4. Reaktorphase fortgesetzt wird,
- der Prozess der Inspektion im Betrieb und der Instandhaltung,
- der Prozess zur Bewältigung der Veralterung von Ausrüstung und Ersatzteilen. Im Rahmen

  dieser drei Prozesse werden folgende Unterlagen erstellt:
- das Dossier zur Eignung für den weiteren Betrieb (DAPE) jedes Blocks, das ein Jahr vor dem 4. RP übermittelt wird und auf der Grundlage der Sammlung der Alterungsanalyseblätter (FAV) sowie der DAPE für Komponenten erstellt wird,
- die spezifischen Unterlagen für nicht austauschbare Komponenten, den Reaktorkessel (Unterlagen zum Kernbereich) und den Sicherheitsbehälter (Prüfberichte, Programm und Bericht zur zehnjährigen Sicherheitsbehälterprüfung),
- die Unterlagen, die die Aufrechterhaltung der Qualifizierung der Ausrüstung unter Unfallbedingungen (MQCA) über den 4. RP hinaus gemäß dem schrittweisen Qualifizierungsansatz belegen,
- die Unterlagen zur Inspektion im Betrieb und zur Instandhaltung, darunter:
  - die Basisprogramme zur vorbeugenden Instandhaltung (PBMP) der Anlagen und Bauwerke, die sich auf die Instandhaltungsrichtlinien stützen, die behördlichen Referenzunterlagen (DRR) für die Ausrüstungen des CPP/CSP, die die Betriebsbedingungen durch die Erfassung der Betriebszustände berücksichtigen,

- das Programm für ergänzende Untersuchungen im VD (PIC) (siehe Teil I – Kapitel 1 – Abschnitt 2),
- die Unterlagen zur außerordentlichen Instandhaltung der Ausrüstung.

- die Unterlagen zur Behandlung der Veralterung von Komponenten,
- und schließlich das Programm zur Wissensverbesserung und das unterstützende F&E-Programm.

1.2.1.1 Prozess zur Beherrschung der Alterung der SSC-

Es wird eine systematische Methodik angewendet, um sicherzustellen, dass Alterungsphänomene während des betrachteten Zeitraums nicht zu Schwierigkeiten bei der Erfüllung einer Sicherheitsfunktion führen können. Diese Methode entspricht den internationalen Best Practices und steht im Einklang mit dem von der IAEO in ihrem Sicherheitsleitfaden Nr. NS-G-2.12 „*Ageing Management for Nuclear Power* Plants“ empfohlenen Ansatz.

Der Prozess erstreckt sich auf SSC, die potenziell anfällig für Alterungsprozesse sind und deren Ausfall Auswirkungen auf die Sicherheit der Anlage haben kann:

- die als „Equipements Importants pour la Protection des intérêts“ (EIP) eingestuften sicherheitsrelevanten Komponenten (SSC), mit Ausnahme von regelmäßig ausgetauschten Komponenten wie Brennelementen, Steuerstäben und abnehmbaren Komponenten wie Brennstoffbehältern,
- die nicht als EIP eingestuften SSC, deren Ausfall aufgrund eines Alterungsmechanismus zu einer Beeinträchtigung von EIP-SSC führen könnte,
- die SSC, die im Rahmen der probabilistischen Sicherheitsanalysen (EPS) der Stufe 1 und der EPS für Störfälle berücksichtigt werden und wesentlich zur Begrenzung des Kernschmelzrisikos beitragen.

❖ **Allgemeiner nationaler Prozess**

Die generische Methode zur Beherrschung der Alterung von SSC basiert auf der Erstellung einer Liste der relevanten SSC-/Alterungsmechanismus-Kombinationen (nachgewiesene oder potenzielle). Jedes Paar aus SSC und Alterungsmechanismus wird einer Analyse unterzogen, deren Ergebnis in einem FAV (Alterungsanalyseblatt) festgehalten wird. Ziel dieser Analyse ist es, den Grad der Beherrschung der Alterung im Hinblick auf die geltenden Betriebs- und Instandhaltungsvorschriften sowie die Bedingungen für Reparatur- und Austauschfähigkeit zu überprüfen.

Im Anschluss an diese Analyse wird jedes FAV einem „*Status*“ zugeordnet, anhand dessen beurteilt werden kann, inwieweit die bestehenden Vorkehrungen geeignet sind, die Alterungskontrolle langfristig sicherzustellen:

- Status 0: Die Betriebs- und Überwachungsvorschriften sind angemessen, Maßnahmen für den Fall einer Reparatur/eines Austauschs sind vorhanden,
- Status 1: Es ist eine ergänzende Untersuchung erforderlich, um die Alterungskontrolle zu bewerten (vorläufiger Status),
- Status 2: Für die betreffende Komponente ist ein ausführliches Dossier (generisches Dossier zur Eignung für den weiteren Betrieb (DAPE)) erforderlich, das eine Analyse der Maßnahmen umfasst, anhand derer eine Schlussfolgerung zur Alterungsbeherrschung gezogen werden kann.

Es gibt etwa 500 FAV auf der 900-MWe-Stufe, von denen sich 5 % im Status 1 und 6 % im Status 2 befinden.

Die FAV werden jährlich überprüft, um neue Ereignisse zu berücksichtigen, darunter:

- der Fortschritt der Folgemaßnahmen zu den FAV der Status 1 und 2,
- die Entwicklung der Instandhaltungsrichtlinien (Instandhaltungskonzepte und -programme, allgemeine Ausnahmeregelungen),
- die Analyse der Ereignisse aus den Erfahrungsberichten des in Betrieb befindlichen Kraftwerksparks, die Ergebnisse des PIC sowie die Bestandsaufnahmen und Sachgutachten,

- die Erkenntnisse aus dem internationalen Erfahrungsaustausch, insbesondere von EPRI, WANO oder aus bilateralen Kontakten mit ausländischen Betreibern,
- die Verbesserung des Wissensstands unter Berücksichtigung des Fortschritts der unterstützenden F&E-Maßnahmen sowie unter Einbeziehung der Beiträge internationaler Kooperationen im Bereich des Alterungsmanagements (EPRI, IAEO, OECD)[26],
- die Erfahrungen aus der Anwendung der Methodik, insbesondere die der Kernkraftwerke im Rahmen der Erstellung der DAPE für die einzelnen Blöcke,
- industrielle Aspekte wie der Umgang mit veralteten Komponenten.

Das DAPE für eine Komponente analysiert detailliert die Beherrschung der Alterungsrisiken der Komponente oder der Struktur mit dem Ziel, deren Betriebsfähigkeit zu begründen. Es beschreibt das zugehörige Programm zur Alterungsbeherrschung, einschließlich der Aspekte der Überwachung im Betrieb, der laufenden und außerplanmäßigen Instandhaltung, der Betriebsbedingungen, etwaiger Änderungen, ergänzender Studien, F&E-Programme, Laboruntersuchungen insbesondere im Bereich der Werkstoffe, Qualitätssicherungsverfahren usw.

Die DAPE werden alle fünf Jahre aktualisiert, um die Ergebnisse der durchgeführten Arbeiten zu berücksichtigen und die Referenzdokumente jeder neuen Sicherheitsüberprüfung (VD) zu integrieren, wobei eine Toleranz von einem Jahr vorgesehen ist, um das Datum ihrer Überarbeitung an den Zeitplan der Sicherheitsüberprüfungen anzupassen.

Derzeit gibt es 12 DAPE-Komponenten für die 900-MWe-Generatorstufe:

- Reaktorbehälter,
- innere Ausrüstung des Reaktordruckbehälters,
- Dampferzeuger,
- Primärrohrleitungen,
- Druckhalter,
- Primär-Motorpumpenaggregat (GMPP),
- Hilfsrohrleitungen des Hauptprimärkreislaufs (CPP),
- Stromkabel,
- Stromdurchführungen,
- Steuer- und Regeltechnik,
- Sicherheitsbehälter,
- Bauwerke.

❖ **Lokaler Prozess pro Block**

Jedes Kernkraftwerk ist für die Erstellung und Aktualisierung eines DAPE für den jeweiligen Block (Dossier zur Eignung für den weiteren Betrieb) verantwortlich, das für jeden Block gemäß den auf nationaler Ebene festgelegten Organisationsgrundsätzen erstellt wird.

Nach der Analyse der Besonderheiten des Blocks hält das Kernkraftwerk im blockbezogenen DAPE die Umsetzung der nationalen Methodik fest, die auf den FAV und den zugehörigen DAPE basiert. Es ergänzt die generische Analyse bei Bedarf durch lokale Analysen für Ausrüstungen und/oder Mechanismen, die nicht durch nationale FAV abgedeckt sind.

[26] Der internationale Austausch ermöglicht es, von den Erfahrungen älterer Blöcke als die französischen zu profitieren. Zu nennen sind insbesondere das IGALL-Programm der IAEO („*International Generic Ageing Lessons* Learned“) und die Zusammenarbeit mit dem EPRI, insbesondere in den Bereichen unterirdische Rohrleitungen und Stromkabel.

Der DAPE eines Reaktorblocks stellt die lokalen Maßnahmen des Programms zur Alterungsbewältigung dar, das erstellt wurde, um den Nachweis der Eignung für den weiteren Betrieb des betreffenden Reaktorblocks bis zur nächsten VD unter zufriedenstellenden Sicherheitsbedingungen zu ergänzen.

Der DAPE des Reaktorblocks wird nach der 4. VD aktualisiert, um:

- die Bilanz der während der VD durchgeführten Kontrollen, Inspektionen, Änderungen und Sanierungen einzubeziehen, darunter die Ergebnisse der Programme PIC und ECOT,
- die seit der Erstellung des Index 0 herausgegebenen neuen nationalen FAV sowie diejenigen, deren Status sich nach oben verändert hat, zu berücksichtigen,
- die endgültige Fassung des auf den Block zugeschnittenen lokalen Alterungsmanagementprogramms (PLMV) zu beschreiben, das im auf die VD folgenden Zehnjahreszeitraum ergänzend zum nationalen Betriebs- und Instandhaltungsreferenzrahmen umgesetzt werden soll.

Die Zusammenfassung des DAPE für den Reaktorblock wird im folgenden Abschnitt *„Blockspezifischer* Teil“ vorgestellt.

❖ **F&E-Programm für den weiteren Betrieb**

Ergänzend zur Methodik und im Rahmen der Fortführung des Betriebs der Blöcke leistet die F&E Unterstützung

- den Instandhaltungsprozess durch ihre Fachkompetenz bei ausgebauten Komponenten sowie durch die Bereitstellung von Werkzeugen zur Überwachung und Diagnose/Prognose der Anlagen,
- im Bereich der Innovationen durch die Bewertung neuer Werkstoffe oder Technologien und durch die Mitwirkung an deren Qualifizierung.

Das F&E-Programm zur Unterstützung des Prozesses zur Beherrschung der Alterung der SSC hat folgende Ziele:

- die Alterungsmechanismen von Werkstoffen zu verstehen und zu modellieren, um die Alterung der Komponenten vorherzusagen,
- die Eigenschaften der Werkstoffe nach 40 Jahren zu bestimmen (metallische, organische und bautechnische Werkstoffe),
- das vorhandene Wissen über Alterungsmechanismen zu sichern und es den Experten anderer EDF-Einheiten zur Verfügung zu stellen,
- neue ingenieurtechnische Methoden oder Verfahren zu entwickeln, insbesondere für Ermüdungsanalysen und die Bewertung des Risikos eines plötzlichen Bruchs im Rahmen der DRR (gesetzlich vorgeschriebene Referenzunterlagen) sowie der Unterlagen zur Betriebsfähigkeit der Behälter,
- die Mittel zur Überwachung und Kontrolle der Anlagen (zerstörungsfreie Prüfung) weiterzuentwickeln, indem die besten verfügbaren Technologien untersucht werden,
- zur Entwicklung von Reparatur- oder Schadensminderungsverfahren beizutragen.

Im konkreten Fall des Sicherheitsbehälters hat EDF ein Modell im Maßstab 1:3 entwickelt, mit dem sich die Alterung des Sicherheitsbehälters beschleunigen lässt. Dieses Modell, das derzeit den Alterungszustand nach 50 Betriebsjahren widerspiegelt, bestätigt das zufriedenstellende Langzeitverhalten des Bauwerks. Es ermöglicht zudem die Entwicklung von für den Tiefbau geeigneten zerstörungsfreien Messungen und Prüfungen und bietet die Möglichkeit, numerische Entwicklungen mit einer umfassend instrumentierten physikalischen Realität abzugleichen.

❖ **Fazit**

Nach zehnjähriger Umsetzung wurde der Prozess zur Bewältigung der Alterung der SSC im Juni 2015 einer Prozessüberprüfung unterzogen, um Folgendes zu bewerten:

- seiner Fähigkeit, die Erkennung und Behandlung von Alterungsmechanismen vorwegzunehmen,
- seine Umsetzung durch die Kernkraftwerke,
- seine allgemeine Funktionsweise, insbesondere an den Schnittstellen zwischen den verschiedenen beteiligten lokalen und nationalen Akteuren.

Die Schlussfolgerungen dieser Überprüfung lauten wie folgt:

- Der Prozess zur Bewältigung der Alterung umfasst die Verbesserung des Verständnisses der Alterungsmechanismen durch Forschungs- und Entwicklungsarbeiten, die Analyse internationaler Betriebserfahrungen, die Berücksichtigung internationaler Benchmark-Studien wie IGALL sowie die Nutzung des „Parc-Effekts“ (technische Rückmeldungen der Kernkraftwerke, Austausch bewährter Verfahren),
- es handelt sich um einen dynamischen Prozess, der alle betroffenen EDF-Einheiten einbezieht, auch im Hinblick auf deren Fachwissen. Dadurch gewährleistet der Prozess zur Bewältigung der Alterung eine gute Vorausschau auf Alterungsphänomene im Kraftwerkspark,
- der Prozess erfüllt die ihm gesetzten Ziele für die Bewältigung der Alterung der Sicherheits- und Kontrollsysteme. Der Prozess ist ausgereift und befindet sich in einer nachhaltigen Phase. Die im Rahmen dieser Überprüfung vorgesehenen Maßnahmen tragen zu seiner Optimierung bei.

Darüber hinaus wird dieser Prozess einer jährlichen nationalen Überprüfung unterzogen.

1.2.1.2 Prozess „ “ (Instandhaltung)

Die Organisation der Instandhaltung bei EDF hat zum Ziel, den Betrieb der Anlagen gemäß den Sicherheitsanforderungen unter den besten Bedingungen für die Erzeugung einer sicheren, sauberen und wettbewerbsfähigen kWh für seine Kunden zu gewährleisten.

Die Instandhaltungsstrategie ist so strukturiert, dass das erforderliche Zuverlässigkeitsniveau der Anlagen und Systeme gewährleistet ist, wobei die Instandhaltung der Anlagen vorausschauend geplant wird, um den weiteren Betrieb der Blöcke des Kraftwerksparks auch nach 40 Jahren sicherzustellen. Sie gliedert sich in zwei Arten:

- die laufende Instandhaltung,
- die außerplanmäßige Instandhaltung.

❖ **Laufende Instandhaltung**

Zu Beginn des Betriebs des Kernkraftwerkparks basierten die Programme zur vorbeugenden Instandhaltung im Wesentlichen auf den Erfahrungen der Hersteller und dem Betrieb des thermischen Kraftwerkparks mit Verbrennungsanlagen.

Im Zuge der Weiterentwicklung des Kernkraftwerkparks wurden spezifische Wartungsprogramme für den Kernkraftwerkpark entwickelt, wobei die Standardisierung des Parks sowie die Erfahrungen von EDF und ausländischen Betreibern berücksichtigt wurden.

Historisch gesehen hat sich dieser Ansatz in mehreren Schritten weiterentwickelt, wobei in einem iterativen Prozess die Neudefinition des Inhalts und der Häufigkeit der Instandhaltungsmaßnahmen sowie eine bessere Integration der Überwachungs- und Diagnosemaßnahmen zum Zustand der Anlagen miteinander verbunden wurden.

Im Laufe der Zeit wurde er um neue Instandhaltungsmethoden erweitert: die OMF-Methode (Optimierung der Instandhaltung durch Zuverlässigkeit), Betriebsrichtlinien und die AP913-Methode. Er stützt sich zudem auf verschiedene Arten der vorbeugenden Instandhaltung: Systematische Instandhaltung (MS), zustandsorientierte Instandhaltung (MC) und Instandhaltung unter Verwendung von Referenzgeräten (MT).

Die Programme zur vorbeugenden Instandhaltung werden somit neu überprüft:

- durch die bei Inspektionen und beim Ausbau von Anlagen gewonnenen Erkenntnisse,
- durch die Analyse der Ereignisse im EDF-Kernkraftwerkspark und im internationalen Kernkraftwerkspark.

Dieser Überprüfungsprozess führt zu einer Anpassung der laufenden Instandhaltungsprogramme:

- Grundprogramme zur vorbeugenden Instandhaltung (PBMP),
- Lokale Programme zur vorbeugenden Instandhaltung (PLMP),
- zusätzliche Prüfungen, die sich aus verschiedenen Projekten oder Vorgängen ergeben.

❖ **Außerordentliche Instandhaltung**

Um den Betrieb der Blöcke der CPY-Generation nach 40 Jahren fortzusetzen, wurden die Instandhaltungsstrategien für die Anlagen bei Bedarf durch umfangreichere außerordentliche Instandhaltungsmaßnahmen ergänzt. Diese Maßnahmen sind für den Zeitraum vom 3. VD bis zum 4. VD und sogar darüber hinaus geplant, wobei ein konsequent vorausschauender Ansatz verfolgt wird.

Als außerordentliche Instandhaltung werden Instandhaltungsmaßnahmen bezeichnet, die sich durch einen oder mehrere der folgenden Aspekte von der klassischen vorbeugenden Instandhaltung unterscheiden:

- erheblicher finanzieller Aufwand,
- einmaliger Charakter (Instandhaltungsmaßnahmen, die im weiteren Betrieb der Blöcke nur ein- bis mehrmals anfallen), gegebenenfalls systematisch, d. h. an einen im Voraus festgelegten Termin gebunden (Beispiel: VD),
- technische Schwierigkeit (Durchführung der Maßnahme, erhebliche Auswirkungen auf die an funktionalen und/oder geografischen Schnittstellen vorhandenen Anlagen),
- lange Planungs- und Fertigungszeiten,
- erhebliche Auswirkungen auf die für die Durchführung der Maßnahme erforderlichen Stillstandszeiten.

Solche außerordentlichen Instandhaltungsmaßnahmen können aus Austausch, Sanierungen oder Reparaturen bestehen. Darüber hinaus hat EDF vorausschauend Reparatur- und Austauschverfahren sowie Werkzeuge entwickelt, um proaktiv auf potenzielle Unwägbarkeiten reagieren zu können, die während der Blockstillstände auftreten. Diese Unwägbarkeiten können verschiedene Ursachen haben (Betrieb, Handhabung, Instandhaltung, Alterung usw.). Diese als „Versicherungsfälle“ bezeichneten Maßnahmen sind in den Instandhaltungsstrategien festgelegt und betreffen hauptsächlich Großkomponenten.

1.2.1.3 Verfahren zur Bewältigung der Veralterung von Ausrüstungen und Ersatz teilen

Die Bewältigung der Veralterung von Geräten und Ersatzteilen für industrielle Betriebsn in Kernkraftwerken erfordert eine ständige Überwachung, die sich an den unten beschriebenen Prozessen und Maßnahmen orientiert.

Die wichtigsten Eingabedaten für die Überwachung der Veralterung sind:

- die Technologiebeobachtung,
- die Rückgewinnung von Geräten, die im Zuge von IPE-Umbaumaßnahmen ausgebaut wurden,
- die Überwachung kritischer Lieferantenrisiken,
- die Identifizierung kritischer Fertigungsprozesse für Elastomerkomponenten, aus denen die für Unfallbedingungen qualifizierten Geräte bestehen,
- die vorausschauende Betrachtung nach großen Materialbereichen.

Die Aufrechterhaltung der Betriebsbereitschaft und der Nachhaltigkeit umfasst drei verschiedene Konzepte, die die vorstehende Analyse ergänzen:

- die Nachhaltigkeit der Ersatzteilfertigung,
- die Nachhaltigkeit der Fachkompetenzen für Wartungsarbeiten und der Spezialisten,
- die Nachhaltigkeit der Kompetenzen im Bereich der Konstruktionstechnik.

Der Umgang mit der Veralterung von Ausrüstung und Ersatzteilen ist in die Prozesse der DPN integriert. So werden die Veralterung der Ausrüstung und die von den verschiedenen Akteuren ausgegebenen Warnmeldungen vom Betreiber auf nationaler Ebene durch die UTO überwacht.

Die Priorisierung der Maßnahmen zur Bewältigung der Veralterung orientiert sich in erster Linie an den Richtlinien für die Lagerhaltung von Ausrüstung und Ersatzteilen zur Bestückung der lokalen und nationalen Betriebs- und Sicherheitsvorräte.

Dieser Ansatz ermöglicht es EDF, seine Ressourcen und seine Organisation langfristig anzupassen, insbesondere um eine Betriebsdauer über den 4. RP hinaus zu berücksichtigen.

1.2.2 Sicherung der Funktionsfähigkeit der Ausrüstung nach 40 n Jahren

Das Ziel, die Funktionsfähigkeit der Ausrüstung im Rahmen der vierten periodischen Überprüfung langfristig zu sichern, unterscheidet zwei Fälle:

- nicht ersetzbare Ausrüstungsgegenstände,
- ersetzbare Ausrüstungen.

1.2.2.1 Nachweis der Funktionsfähigkeit nicht austauschbarer Ausrüstungen nach 40 n Jahren

❖ **Der Behälter**

Die beiden sensiblen Bereiche des Behälterkörpers, die einem Alterungsprozess ausgesetzt sind, sind der Kernbereich und die Rohranschlüsse.

Die Kombinationen aus Alterungsmechanismen und Bauteilen werden in den FAV sowie im generischen DAPE für das Bauteil „Behälter“ (aktualisiert im Juni 2016) analysiert, das sich insbesondere mit den wichtigsten Mechanismen befasst
: die strahleninduzierte Versprödung des Kernbereichs und die thermische Alterung der Auslassrohre.

Ergänzend dazu wurde der ASN im Jahr 2015 ein behördliches Dossier für den Betriebszeitraum von VD4 bis VD4 + 10 Jahre vorgelegt, das 2016 überarbeitet wurde, um die Schlussfolgerungen der Ständigen ESPN-Gruppe „*Reaktorbehälter*“ aus dem Jahr 2015. Dieses Dossier liefert eine Einschätzung zum Betriebsverhalten der Reaktorbehälter nach 40 Jahren.

Es wurde in jeder Phase (Neutronenphysik, Werkstoffe, Auswahl der Transienten und thermohydraulische Berechnungen, Mechanik) nach einem deterministischen, konservativen Ansatz erstellt. Es befasst sich sowohl mit der Hüllrohrstudie zum „Palier“ des hypothetischen generischen Defekts (dem größten, mit dem qualifizierten Verfahren nicht nachweisbaren Defekt an der am stärksten beanspruchten und am stärksten bestrahlten Stelle des ungünstigsten Reaktordruckbehälters) als auch mit den reaktorspezifischen Studien zu den bei der Inspektion während des Betriebs festgestellten Defekten.

Er würdigt die Einführung von Hafnium-Bündeln in VD4 in den Brennelementen gegenüber den heißen Stellen, wodurch der Neutronenfluss am Reaktorbehälter reduziert werden kann. Der Einsatz von Hafnium-Bündeln ist eine bedeutende Investition des Betreibers EDF für die Fortsetzung des Betriebs der Reaktorbehälter.

Dieses Dossier wurde von der ASN im Rahmen von drei ständigen ESPN-Arbeitsgruppen in den Jahren 2018, 2019 und 2020 geprüft. Nach Abschluss dieser Prüfung ist die Betriebsfähigkeit des Kernbereichs der Reaktorbehälter der Blöcke der Baureihe 900 MWe für den Zeitraum bis zur Abschaltung VD4+10 Jahre nachgewiesen.

❖ **Der Sicherheitsbehälter**

Die Sicherheitsbehälter der Baureihe CPY sind einwandige Behälter (ESP) aus vorgespanntem Beton, deren Innenseite mit einer metallischen Abdichtung (Liner) ausgekleidet ist; der Sicherheitsbehälter ist statisch ausgelegt.

Die wichtigsten Alterungsmechanismen, die auftreten können, sind:

- das Schwinden und Kriechen des Betons (Verkürzung), dessen Hauptursache die Austrocknung des Betons ist, was aufgrund verzögerter Verformungen zu einer Verringerung der Vorspannung führt; sowie mögliche interne Quellreaktionen wie die Alkali-Zuschlagstoff-Reaktion oder die interne Sulfatreaktion, bei denen es sich um langsam ablaufende Prozesse handelt,
- die Korrosion von passivem Stahl (Bewehrung), begünstigt durch Karbonatisierung bei Kontakt mit atmosphärischem CO_2 oder durch das Eindringen von Chloriden in Meeresumgebungen,
- die Korrosion der vertikalen Vorspannkabel, insbesondere bei unvollständiger Füllung der Hüllen mit Zementmörtel während der Bauausführung,
- die Korrosion der Metallhaut.

Der mechanische Leistungszustand der Sicherheitsbehälter wird kontinuierlich durch Überwachungssysteme überwacht, insbesondere durch Verformungsmessungen, die es ermöglichen, die Eingabedaten der mechanischen Untersuchungen bei Bedarf an die tatsächliche Entwicklung der Struktur anzupassen.

Die regelmäßige Prüfung bei Auslegungsdruck (Behälterprüfung) ermöglicht es, die Aufrechterhaltung der Leistungsmerkmale im Laufe der Zeit zu überprüfen, sowohl hinsichtlich der mechanischen Festigkeit (Linearität und Reversibilität der Verformungen) als auch der Dichtheit (Leckagerate).

Obwohl der Behälter als nicht austauschbar gilt, kann er bei Bedarf repariert oder verstärkt werden. Die Umsetzung des Prozesses zur Alterungsbeherrschung der ESP stützt sich auf folgende Dokumente:

- die Instandhaltungsrichtlinien und das Basisprogramm für vorbeugende Instandhaltung (PBMP), das sich auf die Instandhaltungsblätter für den Tiefbau (FMGC) stützt,
- die Vorschriften für regelmäßige Prüfungen des EPP-Systems,
- die FAV,
- die beiden generischen DAPE-Dokumente zu den Themen *„Sicherheitsbehälter“* und *„Bauwerke – Risiken des inneren Aufquellens von Beton“*.

Die Umsetzung des oben genannten Alterungsüberwachungsprozesses lässt folgende Schlussfolgerungen zu:

- Die langfristige Aufrechterhaltung der mechanischen Leistungsfähigkeit der Sicherheitsbehälter ist gewährleistet, sofern die Korrosionsprozesse an den Bewehrungen und den Vorspannkabeln durch eine geeignete vorbeugende Instandhaltung unter Kontrolle gehalten werden.
- Was die Dichtheit betrifft, so wird die Leistungsfähigkeit durch die Einhaltung des in Kapitel IX der RGE festgelegten Kriteriums für die Leckagerate überprüft. Dieses beruht im Wesentlichen auf dem Dichtheitsgrad der Isolierelemente der Durchführungen, von denen diejenigen, die am stärksten zur Leckage beitragen, in der $^{3.}$ VD mit den besten verfügbaren Armaturentechnologien verbessert wurden. Ein eventuelles Leck an der Metallhülle wäre reparierbar. Derzeit laufen in Zusammenarbeit mit dem EPRI Entwicklungen, um die Fähigkeit zur Lokalisierung des Lecks während der Behälterprüfung zu verbessern.

1.2.2.2 Nachweis der Funktionsfähigkeit austauschbarer Komponenten nach 40 Jahren oder Durchführung ihres Austauschs bzw. ihrer Sanierung

Bei austauschbaren Bauteilen basiert ihre Eignung, ihre Funktion nach 40 Jahren weiterhin zu erfüllen, auf ihrer regelmäßigen Überwachung oder auf ihrem Austausch bzw. ihrer Sanierung im Rahmen der verschiedenen angewandten Instandhaltungsstrategien. Die nachstehende Tabelle enthält eine Übersicht über die Elemente, anhand derer die Betriebsfähigkeit nach 40 Jahren beurteilt werden kann, sowie die zugehörige Dokumentation. Die nachstehende Tabelle enthält eine Übersicht über die Elemente, anhand derer die Betriebsfähigkeit nach 40 Jahren beurteilt werden kann, sowie die zugehörige Dokumentation.

Ausrüstung	**Betrieb nach 40 Jahren**
Behälterinnenteile	Regelmäßige Überwachung (automatisierte zerstörungsfreie Prüfungen und ETV) sowie außerplanmäßige Instandhaltungsmaßnahmen an Komponenten mit nachgewiesenen Schäden
MCG (Bündelsteuerungsmechanismen) und Thermoelementkolonnen	Vorbeugender Austausch der MCG (hauptsächlich der G1-Gruppen) auf der Grundlage eines Kriteriums hinsichtlich der Anzahl der durchgeführten Schaltvorgänge
Dampferzeuger	Regelmäßige ZfP-Überwachung der Rohrbündelrohre und der Rohrplattenverschlüsse Überwachung der Bereiche des Druckbehälters Wartungsstrategie bezüglich Verstopfung und Verschmutzung des Sekundärkreislaufs der Dampferzeuger Außerordentliche Wartung durch RGV und chemische Reinigung
Dampfgeneratorventile	ZfP-Prüfung der Dichtungsflächen und entsprechende Wartung (Einlaufen, Bearbeitung)
Dampfabsperrventil	Regelmäßige Inspektion Austausch der Betätigungsstangen aus martensitischem Stahl

Material	Betrieb nach 40 Jahren
SEBIM-Ventile	Regelmäßige Inspektion der Ventile mit Überprüfung der Einstellung Systematische Überprüfung und Austausch der Schaltschränke alle 10 Jahre
Gussteile	Die Wartungsstrategie, die im Wesentlichen auf allgemeinen Untersuchungen von Rohrbögen und Gehäuseschäden basiert, sieht die Weiterverwendung der Rohrbögen nach 40 Jahren vor, sofern mehrere begleitende Maßnahmen ergriffen werden: - Die anfälligsten Rohrbögen, die an die Hauptleitungen angrenzen, werden im Rahmen der Hauptleitungsinspektionen ausgetauscht - Größere Defekte an den übrigen kritischen Rohrbögen werden regelmäßigen zerstörungsfreien Prüfungen (ZFP) unterzogen, um sicherzustellen, dass keine weiteren Veränderungen auftreten - Die übrigen kritischen Bauteile werden einer individuellen Überwachung der thermischen Alterung mittels zerstörungsfreier Verfahren unterzogen, um sicherzustellen, dass keine abnormale Veränderung ihrer Eigenschaften auftritt - bestimmte repräsentative ausgebaute Bauteile sowie Materialproben von in Betrieb befindlichen Rohrbögen werden einer Begutachtung unterzogen
Inconel-Bereiche	ZfP-Überwachung bestimmter Bauteile am Reaktorbehälter und an den Hauptleitungen
Druckhalter	Zerstörungsfreie Prüfung (ZFP) der Bereiche des Druckbehälters Austausch von Heizstäben, falls erforderlich
Mischbereiche	Regelmäßige, angepasste ZfP-Prüfung, insbesondere für die als empfindlich identifizierten Mischbereiche Außerplanmäßige Wartungsmaßnahmen an den RRA-T-Stücken, abhängig von der Überwachung der Betriebszeiten
Sekundärkreislauf (CSP)	Angepasste regelmäßige ZfP-Überwachung Systematischer Austausch der ARE-Bögen vor dem GV und der VVP-Bögen hinter dem GV bei den RGV
GMPP	Programm zur Überwachung der Alterung der Spiralförmigen Gehäuse (Formteil) Programm zur Begutachtung der thermischen Barrieren im Rahmen eines rotierenden Prüfzyklus ZfP-Überwachung der Schweißnähte zwischen Spiralgehäuse und Diffusor, mit einer Ausweitung der Anzahl der untersuchten Pumpen ab der 4. VD Überwachung der Hydraulik durch ein Begutachtungsprogramm, das bei jedem planmäßigen Ausbau (Austausch im Rotationsverfahren) durchgeführt wird Außerordentliche Wartung durch Austausch der Motorstatoren
Reservepumpen (und ähnliche)	Regelmäßige umfassende Inspektionen

Ausrüstung	Betrieb nach 40 Jahren
Nukleare Hilfswärmetauscher	ZfP-Überwachung der Rohre bestimmter Wärmetauscher und Wartung durch Verschließen Kontinuierliche Überwachung der radioaktiven Aktivität des RRI (KRT-Kette) und des Füllstands der PTR- Wanne Überwachung der Wanddicke der Kalander aus Schwarzstahl durch Dickenmessung Regelmäßige Inspektionen und Neukvalifizierungen gemäß ESPN Vorbeugender Austausch der REN-HT- und APG-Wärmetauscher Überwachung der Plattenwärmetauscher durch regelmäßige zerstörungsfreie Prüfungen (ZFP) sowie chemische oder mechanische Reinigung, Instandsetzung oder Austausch der Platten mittels Noria
Drehbrücke BR und BK-Brücken	Angemessene Überwachung durch vorschriftsmäßige regelmäßige Inspektionen (Hebevorgänge) und umfassende Begehungen Sanierungsmaßnahmen im Bereich Steuerung und Regelung
Selbstsperrende Vorrichtungen	Überwachung durch regelmäßige Inspektionen der DAB und auf dem Prüfstand nach Probenentnahme Außerordentliche Wartung durch Austausch oder Instandsetzung ausgebauter DAB
Hochspannungsmotoren	Zustandsorientierte Wartung und regelmäßige Inspektion Austausch eines Teils der RCV- und RRI-Motoren
Notstromaggregate	Regelmäßige Wartung der Aggregate und Werksüberholung der Dieselmotoren nach ca. 25 Jahren Regelmäßige Überwachung der Generatorkerne (Inspektion und elektrische Messungen) Vorbeugende Wartung der TAC und planmäßiger Austausch im Zusammenhang mit der Veralterung der wichtigsten Baugruppen
Schaltanlagen	Prüfung der ortsfesten Teile anhand von Referenzgeräten und regelmäßige Überprüfung der beweglichen Teile
Steuerungs- und Messtechnik	Zustandsabhängige Wartung als Ergänzung zur EP sowie vorbeugende Wartung an bestimmten Anlagen Diagnose im Anschluss an die OVCC mit geplanten Austausch- und Sanierungsmaßnahmen für empfindliche Komponenten

Ausrüstung	Betrieb nach 40 Jahren
Kabel und elektrische Durchführungen	Überwachung der Niederspannungskabel durch Sichtprüfung und der Hochspannungskabel durch Stichproben mit speziellen Geräten Gezielter Austausch von Kabeln, die rauen Umgebungsbedingungen ausgesetzt sind.
Tiefbauwerke	Angepasste vorbeugende Instandhaltung Überwachung von unterschiedlichen Setzungen durch lokale Programme Geplante außerordentliche Instandhaltungsmaßnahmen an schnell verschleißenden und großflächigen Bauteilen
Pumpstation	Angemessene regelmäßige Überwachung Sanierungsprogramm für die Filtertrommeln
Unterirdische Rohrleitungen	Spezielles Programm zur Bewertung der Betriebsfähigkeit der Rohrleitungen nach 40 Jahren auf der Grundlage von Risikoanalysen und gezielten Inspektionen, ergänzend zu den routinemäßigen Inspektionen

1.2.2.3 Zerstörungsfreie Prüfungen (, ZFP)

Die zerstörungsfreie Prüfung (ZfP) ist eine wichtige Instandhaltungsmaßnahme zur Überprüfung des Zustands und der Unversehrtheit von Bauteilen. Die ZfP-Verfahren entwickeln sich aufgrund technologischer Innovationen und einer besseren Risikokontrolle ständig weiter. Die Technologiebeobachtung umfasst vier Hauptschwerpunkte:

- Beitrag zur Risikokontrolle im Zusammenhang mit der Gammagraphie,
- die aktive Branchenbeobachtung, um Entwicklungen und vorindustrielle Tests von Verfahren anzustoßen, die den Anforderungen des Anlagenbestands in Bereichen gerecht werden können, in denen die Leistung hinter den Zielen zurückbleibt oder gar nicht vorhanden ist,
- eine gute Transparenz für die Unternehmen, damit diese ihre Kompetenzen vorbereiten und ausbauen können,
- die Speicherung und Archivierung der aus den Kontrollen resultierenden Daten.

1.2.3 Maßnahmen zur Bewältigung der Veralterung von Geräten und Ersatz teilen

Die durchgeführten Analysen haben es ermöglicht, die Risiken der Veralterung der dedizierten/dezentralen Steuerungs- und Kontrollsysteme (die EIPS enthalten) unter Kontrolle zu bringen, um die langfristige Verfügbarkeit dieser Anlagen sicherzustellen.

Spezifischer Teil zu Block 4 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Das Konzept zur Bewältigung der Alterung wurde vom Kernkraftwerk Blayais angewendet, um über die Fortsetzung des Betriebs von Block 4 im Zeitraum VD4-VD5 zu entscheiden. So wurden Analysen durchgeführt, um sicherzustellen, dass die Alterungsprozesse, die die Strukturen, Systeme und Komponenten (SSC) betreffen, unter Kontrolle sind. Darüber hinaus wurden die Besonderheiten im Zusammenhang mit den SSC des Blocks Nr. 4 identifiziert und analysiert. Auf dieser Grundlage ergänzte ein lokales Programm zur Alterungsbeherrschung (PLMV) die auf nationaler Ebene umgesetzten Maßnahmen. Das PLMV ist in das DAPE (Dossier zur Eignung für den weiteren Betrieb) mit dem Index 00 integriert, das der ASN mindestens ein Jahr vor Beginn der Zehnjahresinspektion übermittelt wurde.

Bilanz zum Zustand des Reaktorblocks

Anlässlich der Zehnjahresinspektion wurden an den Strukturen, Systemen und Komponenten (SSC) eine Reihe von Wartungsarbeiten, Inspektionen, Prüfungen, zerstörungsfreien Untersuchungen oder Änderungen durchgeführt.

Die Auswertung dieser Maßnahmen erfolgte im Rahmen der Erstellung des DAPE (Dossier d'Aptitude à la Poursuite de l'Exploitation, Dossier zur Eignung für den weiteren Betrieb) mit dem Index 01 für Block 4, das der ASNR spätestens 6 Monate nach der Abschaltung des Reaktors im Anschluss an die Zehnjahresinspektion, d. h. am 10.04.2026, übermittelt wird.

Die Aktualisierung der Alterungsanalyse der SSC wird in den DAPE-Index 01 des Blocks Nr. 4 integriert, wobei folgende Grundlagen zugrunde gelegt werden:

- den Erkenntnissen aus den Ergebnissen der Inspektionen und Wartungsarbeiten einerseits an den SSC, die Gegenstand eines generischen DAPE (oder eines DAPE für einzelne Komponenten) sind, und andererseits an den SSC, die Gegenstand eines Alterungsanalyseblatts (FAV) sind;
- Die Berücksichtigung der Betriebserfahrungen zur Alterung: Analyse der neuen FAV oder der FAV, deren Status sich seit der Erstellung des DAPE-Index 00 für Block 4 nach oben verändert hat.

Der PLMV der Tranche Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais wird gegebenenfalls aktualisiert.

1.3 FAZIT

Die Maßnahmen zur Bewältigung der Alterung der Anlagen wurden bereits lange vor der TTS des 3. RP 900 (2009) eingeleitet. Er stützt sich auf Studien, die ursprünglich für den Zeitraum vom 3. VD bis zum 4. VD durchgeführt und im Rahmen der Arbeitsgruppen „Alterung“ von 2003 und 2006 geprüft wurden, ergänzt durch Studien für den Zeitraum nach dem 4. VD, die im Rahmen der Arbeitsgruppen ESPN und GPR im März 2018 geprüft wurden. Die Organisation, die sich an den Prozessen der Instandhaltung, der Alterungsbeherrschung und des Umgangs mit der Veralterung der Ausrüstung orientiert, ist auf das Dossier zur periodischen Überprüfung des 900-MWe-Reaktors für die Fortsetzung des Betriebs der Reaktoren dieser Baureihe nach 40 Jahren abgestimmt.

Auf dieser Grundlage wurde im Rahmen der vierten periodischen Überprüfung ein umfangreiches Programm zur Überprüfung der Funktionsfähigkeit der Ausrüstungen durchgeführt. Dabei werden zwei Fälle unterschieden:

- Nicht austauschbare Komponenten (Reaktorbehälter, Sicherheitsbehälter): Bei diesen Komponenten ermöglichen die durchgeführten Analysen, ihre Eignung für den weiteren Betrieb über 40 Jahre hinaus sicherzustellen;
- Austauschbare Komponenten: Die im Rahmen der Überprüfung ermittelten erforderlichen Maßnahmen und Änderungen werden durchgeführt.

Die Analyse der während des Stillstands VD4 des Blocks Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais durchgeführten Kontroll-, Inspektions- und Wartungsarbeiten erfolgt unter dem Gesichtspunkt der Alterungsbeherrschung, um eine Entscheidung über die Fortsetzung des Betriebs des Blocks Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais im Zeitraum VD4-VD5 zu treffen.

In diesem Zusammenhang wird das Dossier zur Eignung für die Fortsetzung des Betriebs (DAPE) aktualisiert, und gegebenenfalls werden lokale Maßnahmen zur Alterungsbeherrschung das lokale Programm zur Alterungsbeherrschung (PLMV) des Blocks Nr. 4 ergänzen.

ABSCHNITT 2: SICHERSTELLUNG DER QUALIFIZIERUNG DER MQCA

2 ERHALTUNG DER QUALIFIZIERUNG DER FÜR UNFALLBEDINGUNGEN _____ 345

2.1 VORGEHENSWEISE ZUR PRÜFUNG DER AUFRECHTERHALTUNG DER MQCA-QUALIFIKATION 345
2.2 -VARIANTE VON DAS VERFAHREN VON ZUR WEITERFÜHRUNG DER MQCA-QUALIFIKATION ..347
2.2.1 Mechanische Ausrüstung 347
2.2.2 Elektrische Geräte 347
2.3 FAZIT 355

2 ERHALTUNG DER QUALIFIZIERUNG VON QUALIFIZIERTEN GERÄTEN UNTER UNFALLBEDINGUNGEN

Allgemeiner Teil – Zwischenstufe

Die Qualifizierung unter Unfallbedingungen ist ein Verfahren, das gewährleisten soll, dass die Ausrüstungen in der Lage sind, ihre Sicherheitsfunktionen in Unfallsituationen zu erfüllen, in denen sie im Rahmen des Sicherheitsnachweises erforderlich sind.

Da die für Störfallbedingungen qualifizierten Komponenten (MQCA) auf der Grundlage einer Betriebsdauer von 40 Jahren qualifiziert wurden, wird für diese Komponenten ein spezifisches Verfahren angewendet, um die Frage der Verlängerung der Qualifikationsdauer zu klären.

Das Industrieprogramm von EDF zur Fortführung des Betriebs der Blöcke nach 40 Jahren besteht darin, die Aufrechterhaltung der Qualifikation der für Unfallbedingungen qualifizierten Ausrüstungen (MQCA) der mechanischen und elektrischen Ausrüstungen nachzuweisen oder diese gegebenenfalls entweder zu ersetzen oder zu sanieren.

2.1 VORGEHENSWEISE ZUM NACHWEIS DER AUFRECHTERHALTUNG DER MQCA-QUALIFIKATION

Die Qualifizierung für Unfallbedingungen ist ein Prozess, der gewährleisten soll, dass die Anlagen in der Lage sind, ihre Sicherheitsfunktionen in Unfallsituationen zu erfüllen, in denen sie benötigt werden. Dieser Prozess stützt sich:

- Für jede Ausrüstung auf:
  - die Ermittlung der Qualifikationsanforderungen,
  - der Durchführung eines Qualifizierungsprogramms auf der Grundlage allgemeiner Spezifikationen,
  - der Umsetzung der notwendigen Maßnahmen zur Aufrechterhaltung der Qualifizierung während der Herstellung, der Montage und des Betriebs der Ausrüstung.
- auf die Erstellung einer Dokumentation, die die Qualifizierung dieser Ausrüstungen und die Bedingungen für die Aufrechterhaltung dieser Qualifizierung im Betrieb darlegt.

Bei den von der Qualifizierung potenziell betroffenen EIPS handelt es sich hauptsächlich um nichtstatische mechanische Geräte, elektrische Geräte sowie Steuer- und Regelgeräte, aber auch um Geräte, die möglicherweise einer Anforderung hinsichtlich der Dichtheit unterliegen.

Sie werden als „unter Unfallbedingungen qualifizierte Anlagen“ (MQCA) bezeichnet und müssen in Unfallsituationen, in denen sie für den Auslegungsbereich oder den Zusatzbereich erforderlich sind, bestimmte Funktionen erfüllen. Je nach ihrer Rolle werden folgende Anforderungen festgelegt:

- Anforderung an die Erdbebenqualifikation,
- Anforderung an die Eignung unter verschlechterten Umgebungsbedingungen,
- Anforderung hinsichtlich der Dichtheit,
- besondere Anforderungen: Bruch von Hochenergie-Rohrleitungen, belastetes Wasser.

Diese Anforderungen werden in physikalische Beanspruchungen unterteilt, die in den für die Ausrüstungen einzuhaltenden Spezifikationen angegeben sind. Der Einfachheit halber wird den Ausrüstungen häufig ein zusammenfassendes Profil dieser physikalischen Beanspruchungen zugeordnet: Profile K1, K2 oder K3.

Die Qualifizierung der Anlagen für Unfallbedingungen wurde unter der Annahme einer Lebensdauer von 40 Jahren festgelegt. Diese Annahme wurde verwendet, um die Alterung der Komponenten im Rahmen der anfänglichen Qualifizierungssequenz der Anlagen zu berücksichtigen, und kann kürzer sein als die für die Anlage vorgesehene Betriebsdauer:

- entweder weil es im Laufe der Zeit notwendig wird, sie nach oben anzupassen, um die Betriebsdauer der Anlage zu verlängern,
- entweder weil diese Annahme zur Lebensdauer der Ausrüstung aufgrund einer schnelleren Alterungskinetik oder einer im Betrieb raueren Umgebung als bei der Erstqualifizierung berücksichtigt wurde, aufgrund von Erfahrungswerten, die neue Alterungsmechanismen aufzeigen, oder aufgrund einer Weiterentwicklung der wissenschaftlichen Erkenntnisse über die betreffenden Phänomene nach unten korrigiert wird.

In jedem Fall ist gemäß der internationalen Norm IEC/IEEE 60780-323 [Ausgabe vom Februar 2016 – Kernanlagen – Sicherheitsrelevante elektrische Ausrüstungen – Qualifizierung] ein Programm zur Erweiterung der Qualifizierung, das sogenannte Programm zur schrittweisen Qualifizierung, anzuwenden, bevor die Betriebsdauer der Ausrüstung die bei der Erstqualifizierung zugrunde gelegte Lebensdauerannahme überschreitet.

Die schrittweise Qualifizierung kann eine oder mehrere der folgenden sechs Methoden nutzen, die in der Reihenfolge der Analyse, d. h. der nacheinander zu stellenden Fragen, nummeriert sind:

- Methode 1: Analyse der Bedingungen der Erstqualifizierung zur Bewertung etwaiger Sicherheitsmargen.
- Methode 2: Vergleich der tatsächlich im Betrieb auf die Ausrüstung einwirkenden Beanspruchungen und Umgebungsbedingungen (Temperatur und Strahlung) mit den bei der Qualifizierung zugrunde gelegten Werten. Dieser Vergleich kann zu einer Neubewertung der qualifizierten Lebensdauer auf der Grundlage der tatsächlichen Betriebswerte führen.
- Methode 3: Überwachung von Parametern zum Zustand der Ausrüstung oder zu ihrem Betrieb im Rahmen von regelmäßigen Prüfungen, Kontrollen oder Gutachten. Diese Parameter müssen es ermöglichen, eine Entwicklung der Ausrüstung zu erkennen, die der Erfüllung der erforderlichen Aufgabe in einer Unfallsituation oder unter seismischer Beanspruchung abträglich wäre. Dabei kann es sich beispielsweise handeln um:
    - um regelmäßige Messungen an der Anlage (Methode 3a), beispielsweise Messgenauigkeit, Ansprechzeit oder elektrische Messgrößen wie den Isolationswiderstand,
    - einer Begutachtung der Ausrüstung (Methode 3b), die darauf abzielt, deren Zustand vor Ort zu charakterisieren.
- Methode 4: Verringerung der Auswirkungen der Umgebungsbedingungen auf die Geräte. Zur Verringerung der Auswirkungen der Umgebungsbedingungen kommen zwei Methoden in Betracht:
    - Änderung der Umgebungsbedingungen (Methode 4a). Dabei geht es beispielsweise um die Klimatisierung eines Raums, um die durchschnittliche Raumtemperatur zu senken und so die Lebensdauer der dort installierten Geräte zu verlängern,
    - Schutz oder Verlegung einer Anlage (Methode 4b). Dabei geht es beispielsweise darum, eine Anlage durch eine Abschirmung vor der Strahlung eines Hotspots zu schützen, um die kumulierte Strahlendosis über ihre Lebensdauer zu reduzieren, oder die Anlage in eine Umgebung mit geringerer Strahlenbelastung zu verlegen.
- Methode 5: Erweiterung der Qualifizierung des Geräts durch eine Testqualifizierungssequenz, die auf der Annahme einer verlängerten Betriebsdauer basiert. Der Test kann durchgeführt werden:
    - an einem vor Ort in doppelter Ausführung installierten Gerät (oder Prüfling) (Methode 5a),
    - an einem vor Ort entnommenen Gerät (Probenprüfung), vorzugsweise wenn dessen Ausgangszustand und die bisher auf ihn einwirkenden Belastungen bekannt sind (Methode 5b),
    - an einem neuen Gerät (Methode 5c).
- Methode 6: Austausch (Methode 6a) oder Sanierung (Methode 6b) der gesamten oder eines Teils der Anlage als vorbeugende Maßnahme, entweder durch identische oder durch alterungsunempfindlichere Komponenten.

2.2 ANWENDUNG DES MQCA-QUALIFIZIERUNGSVERFAHRENS ZUR NACHHALTIGKEIT

2.2.1 Mechanische Anlagen

Bei mechanischen Anlagen basiert die Strategie der schrittweisen Qualifizierung auf:

- dem Austausch von Komponenten, die gegenüber radioaktiven, thermodynamischen und chemischen Bedingungen empfindlich sind – in der Praxis sind dies die nichtmetallischen Komponenten –, in Abständen, die mit der in der Erstqualifizierung berücksichtigten Betriebsdauer vereinbar sind,
- der Überprüfung der mechanischen Teile, die unempfindlich gegenüber Unfallbedingungen sind, durch die Anwendung der PBMP,
- der Überprüfung der Leistungserhaltung durch regelmäßige Prüfungen.

Die für mechanische Komponenten angewandte Methode der schrittweisen Qualifizierung ist somit die Methode 6, die auf empfindliche Komponenten angewendet wird.

Das von EDF umgesetzte Arbeitsprogramm sieht vor, dass die Qualifizierungsstrategien für die TTS des 4· RP 900 in Bezug auf die mechanischen Anlagen zum Abschluss gebracht werden. Für bestimmte Anlagen sehen diese Strategien den vollständigen oder teilweisen Austausch von Komponenten vor, der durch zusätzliche Überprüfungen und Austauschmaßnahmen im Rahmen von Wartungsarbeiten (über eine spezielle Vorgabe der DPN) oder durch lokal umgesetzte technische Änderungen (PNRL) gesteuert wird.

Es ist wichtig anzumerken, dass infolge der Anweisung der Arbeitsgruppe „Orientierungen zur Betriebsdauer“ (DDF) vom 19. Januar 2012 ein ergänzendes Programm zur Begutachtung mechanischer MQCA (Pumpen und Armaturen) umgesetzt wurde. Dieses Begutachtungsprogramm zielt darauf ab, die Kenntnisse über die in den FAV beschriebenen Alterungsmechanismen zu vertiefen und sicherzustellen, dass keine Phänomene auftreten, die bei der Erstqualifizierung und im Rahmen des Alterungsmanagementprozesses nicht berücksichtigt wurden.

Dieses Begutachtungsprogramm wurde an 3 Pumpen und 4 Armaturen durchgeführt. Die begutachteten Geräte wurden so ausgewählt, dass sie verschiedene Technologien und verschiedene Lieferanten abdecken, die in den Blöcken mit 900 MWe und 1300 MWe zu finden sind.

Diese in Zusammenarbeit mit den Herstellern durchgeführten Begutachtungen haben bestätigt, dass die an den Armaturen und Pumpen festgestellten Alterungsmechanismen den Erwartungen entsprechen und keine neuen Alterungsmechanismen zutage getreten sind. Die Betriebsfähigkeit dieser Geräte nach 40 Jahren wird bestätigt, sofern die Wartungsmaßnahmen fortgesetzt werden, die darauf abzielen, die alterungsanfälligen nichtmetallischen Komponenten regelmäßig auszutauschen.

2.2.2 Elektrische Geräte

Für elektrische MQCA sowie Steuer- und Regelgeräte umfasst das Verfahren der schrittweisen Qualifizierung zwei Phasen:

- Eine strategische Phase zur Auswahl der Methode. Sie endet mit der Erstellung des Strategiepapiers zur schrittweisen Qualifizierung (NSQP), das nach Gerätefamilien und Qualifizierungskategorien (K1, K2, K3) gegliedert ist, mit Ausnahme von Kabeln, elektrischen Durchführungen und Steuerungs- und Regelungsgeräten, die in den DAPE-Komponenten behandelt werden.
- Eine operative Phase, die darin besteht, die gewählte Methode umzusetzen (Analysen, Gutachten, Prüfungen oder Austausch) und anschließend die Dokumente des Qualifizierungsreferenzsystems bei Bedarf zu aktualisieren.

Für elektrische Anlagen, die vor der ersten regelmäßigen Überprüfung installiert wurden, wurden die Strategien in den Dossiers zur Eignung für den weiteren Betrieb (DAPE) oder in den der jeweiligen Anlagenfamilie zugeordneten NSQP beschrieben.

Diese Dokumente können verschiedene Arten von Methoden zur Aufrechterhaltung der Qualifizierung vorsehen. Im Verhältnis:

- 40 % der in den NSQP genannten Methoden sehen die Aufrechterhaltung der Qualifikation durch Analysen vor; ist dieses analytische Vorgehen nicht schlüssig, nimmt EDF einen Austausch vor (Methoden 1, 2, 3a);
- 38 % der in den NSQP genannten Methoden sehen die Aufrechterhaltung der Eignung durch Probenahmen/Gutachten oder Prüfungen vor; ist dieses analytische Vorgehen nicht schlüssig, nimmt EDF einen Austausch vor (Methoden 3b oder 5);
- 22 % der von den NSQP vorgesehenen Methoden sehen die Aufrechterhaltung der Eignung durch direkten Austausch ohne vorherige Analyse oder Prüfung vor (Methoden 6a oder 6b).

Die detaillierte Übersicht nach Materialtypen ist in der folgenden Tabelle dargestellt:

Gerätetyp	Qualifizierungsmethode	Fazit
Steuerung und Regelung		
Anlagen des Systems zur Messung der Kernleistung (RPN)	Für CPY-Standorte, Modernisierung auf den 4·RP 900 (PNPP1838)	Erweiterung der erworbenen Qualifizierung
Relaisanschluss des Reaktorschutzsystems (RPR und außerhalb des RPR)	Vorabtests an bestimmten Geräten außerhalb des RPR (sogenannte prospektive Tests), anschließend Tests an vor Ort entnommenen Geräten im gesamten Anwendungsbereich	Prospektive Prüfungen: Erweiterung der erworbenen Qualifizierung auf Leiterplatten, Polarisations- und Klemmenbaugruppen sowie bestimmte Sockel Änderungen, die aufgrund von Fehlern während der Prüfungen vorgenommen wurden: Monostabile Relais TEC1804, TEC 1808 und bistabile Relais Siemens V23003 (PNPE1215) Weiterentwicklung der RPR-Funktion (PNPP1871) Änderungen in der Wartung (DP333): Zeitrelais TEC MTI CACTA + Dichtung G2 Ergebnisse der weiteren Tests: Erweiterung der erlangten Qualifizierung
Geräte des allgemeinen Regelungssystems (KRG – SIP-P und SIP VI)	SIP CPY: 17 Modultypen, die Stichprobenprüfungen unterzogen wurden, sowie 3 Modultypen durch Analogie	Testergebnisse: Erweiterung der Qualifikation erteilt, mit Ausnahme der Geräte, die Gegenstand der nachstehenden Änderungen sind. Änderungen, die aufgrund von Fehlern während der Tests an SIP-Modulen vorgenommen wurden: Weiterentwicklung des SIP-P-Systems (PNPP1873) Änderungen in der Instandhaltung (DP333): SIP-Module
	Schaltschränke des SIP-Schutzsystems CPY: Probenahme (Methode 5b) zu komplex => Begutachtung (Methode 3b)	Erweiterung der erworbenen Qualifizierung
Strahlenschutz-Messschränke (KRT)	Nicht originalmäßige Zählmodule	Erweiterung der erworbenen Qualifizierung
	Racks, Anschlüsse, interne Verkabelung, Klemmenblöcke entnommen und begutachtet + ergänzende Qualifizierungsprüfungen (insbesondere Erdbebensicherheit) Begutachtung der übrigen Schränke (mechanische Struktur und elektrische Anschlüsse)	Erweiterung der erworbenen Qualifizierung
	Verbundkabel: Untersuchung der Materialzusammensetzung, Analyse der Betriebserfahrungen (REX), Begutachtungen vor Ort oder im Labor an Proben von vor Ort gealterten Kabeln.	Erweiterung der erworbenen Qualifizierung
KPS-Siedepunktmesser	Nicht-Originalteile = Erreichen des 40-Jahres-Jubiläums zwischen dem 4·und 5·RP 900: Probenahme beim 4·RP 900 und Prüfungen	Nicht synchronisierte Qualifikationserweiterung zum 4·RP 900. Probenahme in Fessenheim und Prüfungen geplant zwischen 2021 und 2023.
Alarmmanager im Kontrollraum (KSC)	Probenahme und Prüfungen	Erweiterung der erworbenen Qualifizierung
Ausrüstung der Leitwarte	Direkter Austausch bestimmter Komponenten: Signalhörner Entnahme von Geräten, die denen auf den Bedienpulten entsprechen, zu Testzwecken (Entnahme der gesamten Bedienpulte nicht möglich)	Prüfergebnisse: Erweiterung der Qualifizierung erteilt, mit Ausnahme der Geräte, die Gegenstand der nachstehend aufgeführten Änderungen sind. Bereits eingeleitete Änderungen aufgrund von Fehlern während der Prüfungen: Austausch der vertikalen Anzeigen und der Aufzeichnungsgeräte im SDC (PNPE1225) Austausch der Hupen in SDC (PNRL1831)
Kabel	Probenahmen und Begutachtungen von Kabeln K1, K3 verschiedener Art	Erweiterung der erworbenen Qualifizierung
Elektrische Durchführungen	Analyse der Grundlagen: konservative Annahmen der ursprünglichen Qualifizierung, in den PBMP vorgesehene Überwachung, Studien, Lebensdauer (internationale Betriebserfahrungen, aktueller Stand des Grundlagenwissens über Werkstoffe, technologische Besonderheiten und geringe Umweltbelastungen im Zusammenhang mit elektrischen Durchführungen)	Erweiterung der erworbenen Qualifizierung

Materialtypologie	Qualifizierungsmethode	Schlussfolgerung
Messgeräte		
RIC K1-Temperaturkurven	Kombination verschiedener Methoden: - - Vergleich mit den tatsächlich im Betrieb auftretenden Umgebungsbedingungen Gutachten	Erweiterung der erworbenen Qualifizierung für die RIC-Temperaturleitungen bis zum VD5-Stillstand, mit Ausnahme der TIA499/6149-Steckverbinder, die in den 1990er Jahren installiert wurden und für die vor den VD5-Stillständen noch Qualifizierungsmaßnahmen durchgeführt werden müssen.
K1-Platin-Widerstandsthermometer	Austausch (DT38 oder BEVAA) Beibehaltung der kürzlich installierten DT108	Erweiterung der bereits erlangten Qualifizierung
BIBLOC-Druckmessumformer	Prüfung nach Probenahme	Erweiterung der bereits erlangten Qualifizierung
Messumformer vom Typ AMC TE	Nutzung des REX und von Grund auf robuste Konstruktion der Geräte	Erweiterung der bereits erlangten Qualifizierung
Elektromagnetische Durchflussmesser von Flumag / optiflux	Flumag: Analysen Optiflux: Qualifizierung aus dem Jahr 2007, seit diesem Zeitpunkt installiert	Erweiterung der bereits erlangten Qualifizierung
Drucksensoren 8000	Analysen auf der Grundlage der Überwachung von Parametern zum Zustand der Geräte oder zu deren Betrieb im Rahmen der regelmäßigen Prüfungen.	Erweiterung der bereits erlangten Qualifizierung
Neutronenkette (CNI, CNS und CNP)	Austausch von Ausrüstung im Rahmen des Vorfalls AFT16.05. Die Änderung PNPP1946 gewährleistet akzeptable Temperaturen für die Neutronenkette CNI im Falle eines Ausfalls der Zwangsbelüftung des Reaktorkellers.	Erweiterung der bereits erlangten Qualifizierung
Strahlenschutzmessketten (KRT) – Hoher Gammafluss	Innenbereich des Reaktors: Konstruktion der überwiegend aus Metall bestehenden Ketten und regelmäßige Prüfungen => Analyse Außenbereich des Reaktors: Sanierung	Erlangte Qualifikationserweiterung Sanierung der KRT-Messkette mit hohem Gamma-Fluss im BR (PNPE1171)
Strahlenschutz-Messketten (KRT) – hohe Aktivität Auffangbecken und RIS-Aktivität	Analysen basierend auf dem tatsächlichen Alter der installierten Geräte, ihrer Auslastung, den Belastungen und Umgebungsbedingungen, denen die Geräte seit ihrer Installation im Betrieb tatsächlich ausgesetzt waren, sowie sowie auf die angenommenen Bedingungen bei verschlechterten Umgebungsbedingungen	Erweiterung der bereits erlangten Qualifizierung
Strahlenschutz-Messketten (KRT) – Ketten mit Gebläseluft im Kontrollraum	Direkter Austausch der Ketten	Sanierung der KRT-Kette (PNPP1947)
Sonstige KRT-Messketten	Ersetzungen durch die materiellen Änderungen PNPP1442, PNPP1485 – Projekt PIT 3 900 – und PNPP1483 – Projekt „Obsoleszenz“	Erweiterung der bereits erlangten Qualifizierung
Füllstandssensoren Druckmessumformer Hydrostatische Sonde	Aktuelle Qualifizierung ANV-Füllstandssensoren von Houdec, 2006 qualifiziert und nach diesem Datum installiert Fuji-Druckmessumformer, 2009 qualifiziert und nach diesem Datum installiert BAUMER-Hydrostatsonde, 2010 qualifiziert und nach diesem Datum installiert	Erweiterung der bereits erlangten Qualifizierung
Füllstandssensoren von TCEM, Thermostate / Druckschalter von GEORGIN / BAUMER	Analyse: positive Ergebnisse der Betriebserfahrungen (regelmäßige Prüfungen und Kontrollen) und Vergleich der ursprünglichen Qualifizierung mit den tatsächlichen Betriebsbedingungen	Erweiterung der bereits erlangten Qualifizierung
Durchflusswächter HOUDEC CCB 311	Begutachtung der vor Ort entnommenen Geräte	Erweiterung der bereits erlangten Qualifizierung

Gerätetypologie	Qualifizierungsverfahren	Fazit
Endschalter Petercem	Prüfungen nach Probenahmen vor Ort	Erweiterung der durch Prüfungen erlangten Qualifizierung bis zum 5 Reaktorzyklus für alle Arten von Endschaltern, mit Ausnahme derjenigen am Standort Tricastin. Die Qualifizierung der Endschalter von Tricastin bleibt bis zum 5 Reaktorzyklus gültig, da sie nicht werkseitig am Standort installiert wurden.
Anschlusstechnik – Verbindungen / Koaxialkabel		
Koaxialverbindungen RPN K1 und K2	Mineralische Verlängerungskabel CNI K1 von RCCN und mineralische Verbindungsstücke CNS K2 von PHOTONIS: Austausch vor Erreichen von 40 Betriebsjahren durch triaxiale Verbindungen von RRCN (PNPP1842)	Erweiterung der erworbenen Qualifizierung
	Mineralische Verbindungsstücke CNP K2 von PHOTONIS: Analyse der Beschaffenheit der Bestandteile (metallisch und mineralisch) sowie der Reparaturmöglichkeit der Außenhülle	Erweiterung der erworbenen Qualifizierung
	Organische K2-Verlängerungen: Nutzung der Ergebnisse der F&E-Lebensdaueruntersuchungen an den IEG-Kabeln der CPY-Stufe in Verbindung mit einem Gutachten	Erweiterung der erworbenen Qualifizierung
Anschlusskomponenten, qualifiziert für K1 und K2 (und abdeckend für K3)	Probenahme und Gutachten	Erweiterung der erworbenen Qualifizierung
Elastimold-Steckverbinder, die in den HTA-RRA-Motoren verbaut sind	Ersatz: Fortsetzung von AnP94/001	Erweiterung der erworbenen Qualifizierung
Armaturenantriebe		
Stellantriebe	Austausch der K1-Servomotoren vor den 4 VD die im Rahmen der Austauschkampagne im Zusammenhang mit dem Fall AI001.001 nicht ausgetauscht wurden	Erweiterung der erworbenen Qualifizierung
	Geräte K2, K3: Prüfungen nach Probenahmen	Prüfergebnisse: Erweiterung der Qualifizierung erteilt, mit Ausnahme der auf DEL installierten Honeywell-Modelle, für die ein Austausch erfolgt (PNPE1243 und PNRL1849)
Magnetventile	Die Typen MB und MT wurden durch eine im Rahmen der 3 VD (PNRL1035) eingeführte Hardware-Modifikation ersetzt	Erweiterung der erworbenen Qualifizierung
	Prüfungen nach Probenahmen laufen derzeit an den Magnetventilen vom Typ V301 (K1/K2) und den Magnetverteilern vom Typ MT/M2T (K2).	Laufende Prüfungen Prüfergebnisse: Erweiterung der Zulassung für einen Teil der Modelle erteilt Notwendigkeit des Austauschs der Modelle MT/M2T K2/K3 nach 40 Jahren (Frist liegt nach den 4 periodischen Überprüfungen), zu prüfen im Rahmen des 5 RP 900 (da vor Ort nicht original verbaut)
Hochspannungs- und Niederspannungsantriebe		
Hochspannungsmotoren	Nachweis durch Analyse. Überholte RRI- und RCV-Motoren	Erweiterung der erworbenen Qualifizierung
Niederspannungsmotoren	Entnahme und Prüfung einer Auswahl repräsentativer, vor Ort installierter Motoren	Erweiterung der Zulassung für bestimmte Modelle nicht erteilt Eingeleitete Änderung: PNRL1845: Austausch von Niederspannungsmotoren

Gerätetyp	Qualifizierungsmethode	Fazit
Stromverteilung		
Hochspannungsschaltanlagen (LHi/LGi – 6,6-kV-Verteilung mit und ohne Notstromversorgung)	Bereits ausgetauschte Komponenten Durchführung von Prüfungen und/oder Begutachtungen an vor Ort entnommenen ortsfesten und beweglichen Teilen	Prüfergebnisse: Für bestimmte Komponenten wurde die Qualifizierung nicht erweitert. Bereits eingeleitete Änderungen aufgrund von Fehlern während der Prüfungen: Änderungen im Rahmen der Wartung (DP333): Austausch der MGK-Sicherungen, Anbringen von Befestigungen, spezielle Prüfungen
	Schutzkette: Probenahmen und Prüfungen	Prüfergebnisse: Für bestimmte Komponenten der Schaltanlagen wurde die Qualifikationserweiterung nicht erteilt. Bereits eingeleitete Änderungen aufgrund von Fehlern während der Prüfungen: Änderungen in der Wartung (DP333): Austausch der zeitverzögerten Schutzrelais ICE-TT7111
Quellschaltanlagen (LAi (230 V DC), LBi (125 V DC), LCi (48 V DC), LDi (30 V DC) und LNi (220 V AC, wellenförmig))	CPY: Austausch der Schutzrelais der Stromversorgungsschaltanlagen spätestens beim 4·RP 900 (DP333)	Erweiterung der erworbenen Qualifikation
	Übrige Schaltanlagen an den CPY-Standorten: Prüfungen und/oder Gutachten an vor Ort entnommenen Bauteilen	Prüfergebnisse: Die Qualifikationserweiterung wurde für bestimmte Komponenten der Schaltanlagen nicht erteilt. Bereits eingeleitete Änderungen aufgrund von Fehlern während der Prüfungen: Änderungen im Rahmen der Wartung (DP333): Austausch der 125-V-Gleichstrom-Leistungsschalter (KB2 und Securex) sowie der OKFC-Selbsthalt-Relais
Niederspannungsschaltanlagen	Prüfungen und/oder Begutachtungen an vor Ort entnommenen Bauteilen	Prüfergebnisse: Für bestimmte Komponenten der Schaltanlagen wurde die Qualifikationserweiterung nicht erteilt. Bereits eingeleitete Änderungen aufgrund von Fehlern während der Prüfungen: Änderungen im Rahmen der Wartung (DP333): Austausch von Schützschubfächern
	Schutzrelais: Probenahme und Prüfungen	Erweiterung der erworbenen Qualifikation
Hochspannungs-/Niederspannungstransformatoren (CPY)	Austausch der 630-kVA-Hochspannungs-/Niederspannungstransformatoren an CPY (PNPE1044)	Austausch der 630-kVA-Hochspannungs-/Niederspannungstransformatoren an CPY (PNPE1044)
Verteilerkästen und -schränke		
IAAR-Schaltanlagen	Prüfungen und Begutachtungen der vor Ort entnommenen empfindlichen Bauteile	Erweiterung der erworbenen Qualifikation
Zusatzschränke für Dieselgeneratoren	Hardware-Änderung am 4·RP 900 (PNPE1122) durchgeführt·um die Entnahme von Bauteilen für Tests, Begutachtungen oder den Austausch (Erregungsschütze) zu ermöglichen	Erweiterung der Qualifizierung durch den Austausch, in Erwartung der Testergebnisse der aus TRI1 entnommenen Bauteile Änderungen im Wartungsbereich (DP333): Austausch des Spannungsreglers und der DDAE-Platine
Hilfsschaltanlagen der Notstromturbogeneratoren (LLS)	Installiert nach der industriellen Inbetriebnahme der 900-MWe-Blöcke (ab 1984).	Erweiterung der Qualifizierung eingeleitet, nicht synchronisiert mit der 4·VD, behandelt im Fall PNPE1148.
ASG-Überdrehzahlschränke	Entnahmen/Austausch im Rahmen der materiellen Änderung (PNPE1258 Band J) des Projekts des 4·RP 900	Erweiterung der Qualifizierung durch den Austausch, in Erwartung der Testergebnisse der aus TRI1 entnommenen Bauteile. Um die Erweiterung der Qualifikation angesichts der verspäteten Probenahmen und Prüfungen sicherzustellen, werden die Austauscharbeiten durchgeführt, falls die Prüfungen oder Gutachten keine positiven Ergebnisse liefern sollten
Sicherheitsbeleuchtung der SdC	Probenahmen / Austausche werden durch die Materialänderung (PNPE1132) geregelt	Erweiterung der durch den Austausch gemäß PNPE1132 erlangten Qualifizierung Um die Erweiterung der Qualifizierung angesichts der verspäteten Probenahmen und Prüfungen sicherzustellen, werden die Austausche vorgenommen, falls die Prüfungen oder Gutachten keine positiven Ergebnisse liefern
Umrichter (Wechselrichter und Gleichrichter)	Sonstige Ausrüstung: Es werden mehrere Methoden der schrittweisen Qualifizierung gleichzeitig angewendet.	Ergebnis der Begutachtungen: Die Erweiterung der Qualifizierung für die Anlagen in Tricastin wurde unter der Voraussetzung erteilt, dass die empfindlichen Komponenten ausgetauscht werden.

Gerätetyp	Qualifizierungsmethode	Fazit
		Derzeit laufen Begutachtungen und Prüfungen an bestimmten Anlagen der CPY-Generation außerhalb von Tricastin. Bereits eingeleitete Änderung(en): PNSR9008 9015/16/17/18: Untersuchungen, Inspektionen, Begutachtungen und gegebenenfalls Austausch kritischer Komponenten an bestimmten Standorten der CPY-Generation
Heizelemente und elektrische Begleitheizungen	Zufriedenstellende Betriebserfahrungen und Begutachtungen vor Ort	Ergebnis der Begutachtungen: Verlängerung der Qualifizierung unter der Voraussetzung, dass sich die Anlagen in gutem Zustand befinden Änderungen im Rahmen der Instandhaltung (DP333): Überprüfung und Austausch von Heizelementen und Heizkabeln
Akkumulatorenbatterien	Regelmäßige Messungen und Austausch im Rahmen der seit Inbetriebnahme dieser Anlagen durchgeführten Wartungsarbeiten	Erweiterung der Qualifikationsberechtigung erteilt

Spezifischer Teil für Block 4 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais weist hinsichtlich des „Palier"-Zustands keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks Änderungen:

- PNPE1044 „Leistungserhöhung der 380-V-Niederspannungsschaltanlagen",
- PNPE1122 „Aufrechterhaltung der Qualifizierung der Schaltschränke der Notstromaggregate",
- PNPE1132 „Austausch der Sicherheitsbeleuchtungsanlagen im Kontrollraum",
- PNPE1215 „Austausch der Relais TEC1804 und TEC1808",
- PNPE1225 „Austausch der vertikalen Anzeigen und Aufzeichnungsgeräte im Kontrollraum",
- PNPE1258 Band J „ASG-ND: Austausch des Schaltschranks ASG055CR",
- PNPE1243 „Austausch der SME der Ventile DEL 040 / 048 / 054 VD",
- PNPP1442 „Zuverlässigkeit und Angemessenheit der KRT-Messungen REN/APG",
- PNPP1485 „Austausch der KRT-Ketten VVP / Stickstoff 16",
- PNPP1838 „Digitales RPN",
- PNPP1842 „Einbau und Montage der dreiachsigen Verlängerungskabel CNS und CNI des RPN-Systems",
- PNPP1871 „Weiterentwicklung der RPR-Funktion und des Testers; Weiterentwicklung des RPR-Testers; Austausch der SdC-Schalter",
- PNPP1873 „Weiterentwicklung SIP-P",
- PNPP1946 „Einbau einer Klappe am Lüftungskanal des Behälterschachts",
- PNPP1947 „Sanierung KRT",
- PNRL1035 „Austausch der Magnetventile K1 MB&MT und der Endschalter",
- PNRL1831 „Austausch der Signalhörner im Kontrollraum",
- PNRL1845 „Austausch der Niederspannungsmotoren",
- PNRL1849 „Aufrechterhaltung der Eignung der DVL- und DVC-Klappen",
- PNPP1483 „Austausch der KRT-Ketten",

wurden im Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPE1171 „Sanierung der KRT-Kette mit hohem Gamma-Fluss BR" wird im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4. RP 900 am Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt.

Die Änderung PNPE1148 „Austausch der empfindlichen Komponenten der Schaltschränke und Verteilerkästen der letzten Notstromversorgung (LLS)" wird am Block 4 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration spätestens 40 Jahre nach der Installation der Ausrüstung vorgesehen ist.

Die Änderungen im Rahmen der Instandhaltung werden vollständig unter Einhaltung der Umsetzung der DP333 im Block 4 des Kernkraftwerks Blayais durchgeführt.

2.3 FAZIT

Die Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen ist Gegenstand eines Vorgehens, das auf mehreren Nachweismethoden basiert, die von der Aktenanalyse über Probenahmen für Tests bis hin zum Austausch reichen. Das Ergebnis dieses abgestuften und umfassenden Vorgehens führt zu einem erheblichen Arbeitsaufwand und ermöglicht es, die Verlängerung der qualifizierten Lebensdauer bis zum 5. Reaktorwechsel zu gewährleisten.

FAZIT

Gemäß Artikel L.593-18 des Umweltgesetzbuchs führt EDF alle zehn Jahre regelmäßige Überprüfungen seiner Reaktoren durch, um *„den Zustand der Anlage im Hinblick auf die für sie geltenden Vorschriften zu bewerten und die Einschätzung der Risiken oder Nachteile, die die Anlage für die in Artikel L.593-1 genannten Interessen darstellt, zu aktualisieren, wobei insbesondere der Zustand der Anlage, die im Laufe des Betriebs gewonnenen Erfahrungen, der Wissensstand – einschließlich der Erkenntnisse zum Klimawandel und seinen Auswirkungen – sowie die für ähnliche Anlagen geltenden Vorschriften zu berücksichtigen sind*".

Die Überprüfung betrifft zum einen die Einhaltung der geltenden Vorschriften und zum anderen die Neubewertung der Risiken sowie die Beurteilung der Nachteile, die die INB für die geschützten Interessen mit sich bringt: Sicherheit, Gesundheit und öffentliche Hygiene oder den Schutz der Natur und der Umwelt (Artikel L.593.1 des Umweltgesetzbuchs).

Alle neuen Maßnahmen, die EDF ergriffen hat, um die angestrebten Ziele zu erreichen und den Forderungen der ASN nachzukommen, sind Teil eines groß angelegten Industrieprogramms, das die Auswirkungen auf die Menschen und die bestehenden Organisationen an den Kernkraftwerksstandorten berücksichtigt.

Die Schlussfolgerungen von EDF zu den drei Bereichen „Risiken", „Nachteile" und *„Weiterbetrieb nach 40* Jahren" sind im Folgenden zusammengefasst. Sie wurden im Jahr 2020 im Rahmen der Ständigen Arbeitsgruppe für Reaktoren geprüft, womit die generische Phase der 4. periodischen Überprüfung abgeschlossen wurde. Nach Abschluss dieser generischen Phase und nach Anhörung der Öffentlichkeit hat die ASN zu den von EDF als Reaktion auf die Ziele der Überprüfung vorgesehenen Maßnahmen Stellung genommen; sie hat (Entscheidung Nr. 2021-DC-0706) generische Vorgaben erlassen, die die von EDF geplanten wesentlichen Verbesserungen regeln und zusätzliche Maßnahmen einführen, die von der ASN als notwendig erachtet werden. EDF wird jährlich die im Laufe des Vorjahres umgesetzten Maßnahmen sowie die noch ausstehenden Maßnahmen und deren Zeitplan vorlegen.

❖ **Bereich Risiken**

Die 4. RP 900 ermöglichte es gemäß ihren ursprünglichen Zielen, die Konformität des Blocks Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais mit den zu Beginn der Überprüfung geltenden Auslegungsvorgaben zu überprüfen und anschließend neue Anforderungen, die weit über die bisherigen Anforderungen hinausgingen, in diese Vorgaben aufzunehmen. Im Hinblick auf diese neuen Anforderungen hat sich EDF vergewissert, dass die bei der Auslegung vorgesehenen Sicherheitsmargen es der Anlage ermöglichten, diese zu erfüllen, und hat, sobald erforderlich, Maßnahmen ergriffen, damit die Anlage und die beteiligten Organisationen diese Anforderungen erfüllen konnten.

Die in diesem Rahmen umgesetzten Prozesse gewährleisten, dass die Anlagen den zum Zeitpunkt der Abweichung geltenden Anforderungen entsprechen, die sich aus der Abschaltung für die Zehnjahresinspektion ergaben, welche einen wichtigen Schritt der in Artikel L.593-18 des Umweltgesetzbuchs vorgesehenen regelmäßigen Überprüfung darstellt.

Im Hinblick auf die Konformität:

- Der Prozess zur Bearbeitung von Abweichungen mit Auswirkungen auf die Sicherheit ermöglichte es, vor der im Anschluss an die Zehnjahresinspektion festgestellten Abweichung alle diese Abweichungen zu analysieren und zu bearbeiten, mit Ausnahme von 6 Abweichungen, bei denen die getroffenen Maßnahmen die Einhaltung der von der ASN erlassenen Vorschrift [CONF-A] gewährleisten.
- Die ECOT-Kontrollen, die Ergänzungen zur ECOT und die Systemüberprüfungen ermöglichten es, den Konformitätsstatus der Anlagen zu überprüfen und bei Bedarf Korrekturmaßnahmen umzusetzen,
- Die durchgeführten ergänzenden Untersuchungen werden dazu beitragen, die Angemessenheit des Instandhaltungsreferenzrahmens zu bestätigen,
- Die Ereignisse, für die ein ESS von Stufe 1 oder höher auf

auf der INES-Skala oder eines ESE im Zusammenhang mit der Flüssigkeitseindämmung gemeldet wurden, sind alle behoben, mit Ausnahme eines ESS, der beim Wiederanfahren des Blocks Nr. 4 nach dessen zehnjährlicher Überprüfung auftrat und für den bestimmte Maßnahmen aus der Untersuchung derzeit umgesetzt werden, sowie dreier ESE, für die Übergangsmaßnahmen getroffen wurden, bis eine dauerhafte Lösung gefunden ist, um deren Auswirkungen auf die Umwelt zu begrenzen.

Unter Berücksichtigung der im Rahmen des 4. RP 900 getroffenen Maßnahmen erfüllt EDF die Ziele der Sicherheitsneubewertung für die Reaktoren der CPY-Generation:

- Bei Unfällen ohne Kernschmelze ermöglichen die getroffenen Maßnahmen die Einhaltung der Sicherheitskriterien der Unfallstudien und zielen darauf ab, radiologische Folgen zu erreichen, die keine Schutzmaßnahmen für die Bevölkerung erfordern. Darüber hinaus ermöglichen diese Maßnahmen die Bewältigung der Sicherheitsherausforderungen, die sich aus der Berücksichtigung der Betriebsbedingungen und der Bedienerfristen des deterministischen Auslegungsreferenzrahmens für den EPR-Reaktor von Flamanville 3 ergeben. Die probabilistischen Sicherheitsanalysen der Stufe 1 zeigen eine allgemeine Verbesserung des Ergebnisses gegenüber der vorherigen Überprüfung (Verringerung des Gesamtrisikos einer Kernschmelze in der Größenordnung von 30 %);

- Was die Beanspruchungen betrifft, so gewährleisten die getroffenen Maßnahmen die Robustheit der Anlagen gegenüber den im Rahmen der Überprüfung neu bewerteten Beanspruchungsniveaus sowie gemäß den internationalen Empfehlungen, indem die Anlagen auf den Stand der fortschrittlichsten europäischen Standards für bestehende Reaktoren gebracht werden. Darüber hinaus konnten die zugehörigen probabilistischen Sicherheitsanalysen der Stufe 1 die Robustheit der Anlagen bestätigen, indem ein Risiko einer Kernschmelze in der Größenordnung von einigen 10^{-5} pro Jahr und Reaktor abgeschätzt wurde;
- Für das Brennelementbecken sorgen die getroffenen Maßnahmen dafür, dass das Risiko einer Freilegung der Brennelemente bei unbeabsichtigten Entleerungen und einem Verlust der Kühlung äußerst unwahrscheinlich ist. Die Einrichtung einer mobilen Kühlvorrichtung ermöglicht es, die Kältequelle zu diversifizieren und die Wiederherstellung der Kühlung des Brennelementbeckens im Siedebetrieb zu verstärken, wodurch die Auslegung der Reaktoren der CPY-Baureihe derjenigen der EPR-Reaktoren von Flamanville 3 angenähert wird;
- Bei Unfällen mit Kernschmelze tragen die getroffenen Vorkehrungen, insbesondere die „Noyau Dur“-Maßnahmen, dazu bei, das Risiko früher und umfangreicher Freisetzungen äußerst unwahrscheinlich zu machen und dauerhafte Auswirkungen auf die Umwelt zu vermeiden. „Noyau Dur“ stützt sich auf Strukturen, Systeme und Komponenten sowie auf organisatorische Maßnahmen, die von EDF im Rahmen der nach dem Unfall von Fukushima dauerhaft im Kraftwerkspark eingesetzten Mittel umgesetzt wurden.

Was die konventionellen Risiken betrifft, so zeigen die am Kernkraftwerk Blayais durchgeführten Studien, dass diese Risiken im Hinblick auf die geschützten Interessen unter Kontrolle sind.

❖ **Abschnitt „Nachteile“**

Das Kernkraftwerk Blayais ist so organisiert, dass die Einhaltung der für es geltenden Vorschriften gewährleistet ist: Der erste Teil dieses Abschnitts über die Nachteile zeigt, dass das Kernkraftwerk Maßnahmen ergreift, um die Nachteile, die es für die geschützten Interessen mit sich bringt, zu bewältigen.

Die Aktualisierung der Bewertung der Nachteile, die das Kernkraftwerk Blayais für die geschützten Interessen mit sich bringt, zeigt, dass angesichts der ökologischen Herausforderungen und der lokalen Einschränkungen des Kernkraftwerks dessen Gesamtumweltleistung es ermöglicht, die Gesamtheit der umgesetzten Maßnahmen als gleichwertig mit den besten verfügbaren Techniken anzusehen.

Die Analyse der Daten zur chemischen, ökologischen und radiologischen Umweltüberwachung in der Umgebung des Kernkraftwerks zeigt, dass die Auswirkungen des Kernkraftwerks Blayais auf die Umwelt vernachlässigbar sind.

Die Auswertung der Daten zur chemischen und radiologischen Überwachung der Böden und des Grundwassers des Kernkraftwerks Blayais ergab Überschreitungen der Untersuchungs- und Aktionsgrenzwerte bei bestimmten Parametern sowie Tritiummarkierungen im Grundwasser innerhalb der Schlitzwände der Reaktoren 1–2 und 3–4 in der Nähe der Industrieanlage, die Gegenstand von Bewirtschaftungsmaßnahmen sind.

Was die Abfälle betrifft, so lässt sich anhand der Datenanalyse nachweisen, dass die vom Kernkraftwerk Blayais umgesetzten Maßnahmen eine optimierte Entsorgung gewährleisten, auch für Abfälle, für die es noch kein endgültiges Entsorgungskonzept gibt, sowie für Abfälle, die nach Modalitäten konditioniert wurden, die mit den Annahmespezifikationen der Entsorgungswege unvereinbar sind und daher eine Neukonditionierung erfordern

Die Analyse der Überprüfung der Einleitungsgrenzwerte für regulierte Stoffe zeigt, dass die Einleitungsgrenzwerte für die in der Tabelle im Anhang zu Artikel
R. 211-11-1 des Umweltgesetzbuchs aufgeführten Stoffe.

Die Auswertung der durchgeführten Messungen zeigt, dass die Lärmpegel des Kernkraftwerks Blayais den Vorschriften entsprechen.

Somit lässt die vierte regelmäßige Überprüfung des Reaktors Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais (INB Nr. 110) den Schluss zu, dass die vom Betreiber getroffenen organisatorischen und materiellen Vorkehrungen den Schutz der in Artikel L. 593-1 des Umweltgesetzbuchs genannten Interessen vor Beeinträchtigungen gewährleisten.

❖ **Abschnitt „Fortführung des Betriebs“**

Das im Rahmen des 4. Forschungsprogramms durchgeführte Programm zur Bewältigung von Alterung und Verschleiß baut auf den seit langem durchgeführten F&E-Maßnahmen und der Überwachung der Anlagen im Betrieb auf. Anlässlich der Stilllegung des Reaktors VD4 wurden eingehende Untersuchungen der Ausrüstung und der baulichen Anlagen durchgeführt, um deren Eignung für den weiteren Betrieb zu überprüfen.

Das Programm zur Überprüfung der Eignung von mechanischen und elektrischen Anlagen unter Unfallbedingungen (MQCA) ermöglichte es, die Aufrechterhaltung dieser Eignung über die 4. periodische Überprüfung hinaus nachzuweisen.

Auf der Grundlage dieser Programme kommt die Überprüfung zu dem Schluss, dass Block 4 des Kernkraftwerks Blayais nach 40 Jahren weiterhin betriebsfähig ist.

Der vorliegende Bericht zeigt, dass alle Maßnahmen, die im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung der CPY-Stufe umgesetzt wurden – die mit der 4. Zehnjahresinspektion begann und mit der Einführung der Phase B sowie der Phase B „Ergänzungen“ fortgesetzt wird, es dem Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais ermöglichen, einen angemessenen Schutz der in Artikel L.593-1 des Umweltgesetzbuchs genannten Interessen zu gewährleisten.

Mit der Übermittlung des vorliegenden Berichts an die für die nukleare Sicherheit zuständigen Minister sowie an die Behörde für nukleare Sicherheit und Strahlenschutz wird der Verpflichtung zur regelmäßigen Überprüfung dieses Reaktors gemäß Artikel L.593-62 des Umweltgesetzbuchs nachgekommen.

ANHANG

Bereits umgesetzte Änderungen

Akte	Bezeichnung	Thema
PNPE1032	Austausch der Schaltschränke RPE (Entlüftungen, Entlüftungsöffnungen und nukleare Abluftanlagen) / RRI (Zwischenkühlung) – Schutz vor interner Überflutung	Einwirkungen
PNPE1044	Leistungserhöhung der 380-V-Niederspannungsschaltanlagen	Aufrechterhaltung der Eignung unter Unfallbedingungen
PNPE1049	Erhöhte Erdbebensicherheit von Brandschutztüren	Einwirkungen (Erdbeben)
PNPE1068 Band A	Einrichtung einer „Noyau Dur“-Stromverteilung	Vorgaben für den Kernbereich
PNPE1069	DVN (allgemeine Belüftung des Gebäudes der nuklearen Hilfseinrichtungen): Verbesserung der Klimatisierung der Räume der Kältemaschinen DEG (Kaltwassererzeugung)	Einwirkungen
PNPE1070	Verbesserung der Klimatisierung des Lüftungs- und Klimatisierungssystems in den Räumen des Elektrikgebäudes (DVL MT-BT)	Einwirkungen
PNPE1073	Einrichtung einer „Noyau Dur“-Steuerung für die vorhandenen Anlagen	Vorgaben für den Kernbereich
PNPE1108 Band A	Abwasserrückhaltung und Abdichtung von Durchführungen für den Fall einer internen Überflutung	Einwirkungen
PNPE1118	Erdbebensicherung der Raumlüftung – Wärmetauscher	Einwirkungen (Erdbeben) und Maßnahmen Kernbereich (Robustheit)
PNPE1122	Aufrechterhaltung der Eignung von Schränken für Notstromaggregate	Aufrechterhaltung der Eignung unter Unfallbedingungen
PNPE1131	Verdichtung der elektrischen Architektur der Steuer- und Leistungskabelkanäle	Systemüberprüfung
PNPE1132	Austausch der Notbeleuchtungsanlagen im Kontrollraum	Aufrechterhaltung der Eignung unter Unfallbedingungen
PNPE1141	Modifikation der Innenteile der Regelventile des Bypass-Systems der Hauptturbine mit Entlastung in in die Atmosphäre (GCT-a) zur Erhöhung ihrer Durchflusskapazität.	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPE1144	Schutzmaßnahmen für den konventionellen Inselbereich gegen interne Überflutung	Einwirkungen
PNPE1152	Ersatz der Stromversorgung durch den Turbo-Notstromgenerator durch eine Versorgung über den Diesel-Notnotstromgenerator	Unfälle ohne Kernschmelze

Akte	Bezeichnung	Thema
PNPE1159	Erhöhung der benötigten REA-Bor-Menge und Erhöhung der Menge an freiem TEP	
PNPE1166	Einbau einer elektrischen Anlage, die den Austausch des Notstromdiesels durch den Notstromdiesel des benachbarten Reaktorblocks, falls erforderlich	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPE1167 Band A	Überlastung der CPY-Blockdiesel – Keine Umschaltung der REA-Wasserpumpen und bestimmter Druckhalterheizungen, die durch den Diesel-Notstromgenerator versorgt werden	Systemüberprüfung
PNPE1167 Band B	Auslastung der Dieselmotoren der CPY-Blöcke – ASG-Sperre	Systemüberprüfung
PNPE1174	Einbau einer DVP-Belüftung in den CFI-/CRF-Räumen	Angriffe (Grands Chauds)
PNPE1182	Verkabelung des LED-Systems	Beschädigungen (Brand)
PNPE1191	Erdbebensicherung der Kabeltrassen	Einwirkungen
PNPE1213	Dichtungsvorrichtung für die Antriebswelle der Filtertrommeln bei externer Überflutung	Einwirkungen (externe Überflutung)
PNPE1215	Austausch der Relais TEC1804 und TEC1808	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter
PNPE1216	Änderung an der Steuerkette der SEBIM-Ventile, um jegliches Risiko eines unbeabsichtigten Öffnens im Falle eines Brandes in den Elektroräumen zu vermeiden	Einwirkungen
PNPE1220	Verstärkung der Halterungen an Kaltquellensystemen zur Erdbebensicherheit	Belastungen (Erdbeben)
PNPE1225	Austausch der vertikalen Anzeigen und Aufzeichnungsgeräte im Kontrollraum	Aufrechterhaltung der Eignung unter Unfallbedingungen
PNPE1243	Austausch der elektrischen Stellantriebe der Ventile des Kaltwassererzeugungs- und -verteilungssystems im Elektroraum: DEL 040 / 048 / 054 VD	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen
PNPE1258 Band J	ASG-ND: Austausch von Schaltschränken	Aufrechterhaltung der Eignung unter Unfallbedingungen
PNPE1264	Austausch eines Kabels des ETY-Systems	AG-Zulassung
PNPE1277 Bände A und D	Brandschutz für Kabel	Einwirkungen
PNPE1279	Schutz vor innerem Hochwasser in den Räumen des Trakts B im 4. Stock des Elektrikgebäudes – Bodenablauf	Einwirkungen

Akte	Bezeichnung	Thema
PNPE1280	Erhöhung der Wellenbrecher-Mauer	Beeinträchtigungen (externe Überflutung)
PNPE1330 Band A	Explosionsschutz in Batterieräumen: Einbau eines passiven autokatalytischen Rekombinators (RAP)	Einwirkungen (Explosion)
PNPE1333 Band A	Erdbebensicherung des Kerns des Hauptprimärkreislaufs, des Hauptsekundärkreislaufs und der Halterungen – DRR (Behördliches Referenzdossier)	Vorgaben für den Kernbereich (Robustheit)
PNPE1335	Robustheit der automatischen Abschaltung des CRF gegenüber einer erdbebenbedingten Überschwemmung	Beeinträchtigungen (externe Überflutung)
PNPE1348 Band C	Alternative SEU	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPE1355	Erdbebensicherung von dichten Trichtern	Beeinträchtigungen (externe Überflutung)
PNPE1359	Druckerhöhung in den Akkumulatoren des RIS-Systems	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPE1403	Hinzufügung der Abschaltcluster Blayais 3-4 (GARANCE-Management)	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPE1410	Einbau von Natriumtetraborat-Körben in die Sumpfbecken des Reaktorgebäudes	Unfälle mit Kernschmelze
PNPE1449	Dekontamination der Abwässer aus dem Reaktorgebäude	Unfälle mit Kernschmelze
PNPE1471	Austausch von Ventilen oder Ventildichtungen an EAS-ND-Totarmen (7 Ventile)	AG-Qualifizierung
PNPP1012	Umbau und Sanierung der SGZ-Gasversorgungsanlagen zur Anpassung an die Vorgaben des Referenzrahmens „Explosion Interne“	Angriffe
PNPP1092	Brandschutz der RCV-Pumpenräume	Angriffe
PNPP1123	Einrichtung der Füllstandsmessung hinter der Filteranlage mit Auslösung der Produktionspumpen bei sehr niedrigem Filterstufen-Füllstand.	Angriffe auf die Kaltwasserquelle
PNPP1196	Umfassende Modernisierung der Brandmeldeanlage	Angriffe
PNPP1232	Einbau von Sprühvorrichtungen in den TEG-Kompressorräumen der CPY-Stufe	Angriffe
PNPP1289	Dimensionierung des Siphonbrechers an der Druckleitung des Kühlsystems des Brennelementbeckens	Brennstoffbecken
PNPP1371	Verbesserung der Zuverlässigkeit der Isolierung der thermischen Barrieren GMPP	Unfälle ohne Kernschmelze

Akte	Bezeichnung	Thema
PNPP1401	Verdopplung der statischen Dichtung des BR-Schwimmbecken-Sperrschleusen	Schwimmbecken mit Brennstoff
PNPP1402	Automatisches Schließen des Ventils PTR 001 VB am NTB-Schwimmbecken bei Deaktivierung	Schwimmbecken mit Brennstoff
PNPP1403	Motorisiertes Schließen des Ventils PTR 728 VB	Schwimmbecken mit Brennstoff
PNPP1419	Einrichtung eines AAR bei Erdbeben	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPP1442	Zuverlässigkeit und Angemessenheit der KRT-Aktivitätsmessungen	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen
PNPP1474	Druckmessung an RIS-Akkumulatoren – breiter Messbereich	Schwimmbecken mit Brennstoff
PNPP1483	Austausch der KRT-Ketten	Aufrechterhaltung der Materialqualifikation
PNPP1485	Austausch der KRT-Ketten VVP / Stickstoff 16	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen
PNPP1541	Einrichtung eines Systems zur Sammlung von Abwässern bei einem Unfall mit Kernschmelze (einschließlich EAS014VB)	Maßnahmen für den Kernbereich und Unfälle mit Kernschmelze
PNPP1546	Fortführung der Überwachung der Wasserqualität im Hinblick auf das DAO	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPP1549	Bringen eines Brennelementbündels in eine sichere Position	Schwimmbecken mit Brennstoff
PNPP1595	Modifikation der SEBIM-Ventilköpfe	Vorschriften für den Kernbereich
PNPP1631	Verstärkung der Sichtfenster der Schleusen des Reaktorgebäudes	AG-Zulassung
PNPP1666	Notfall-Dieselaggregat	Kern-Hardcore-Maßnahmen, Unfälle mit Kernschmelze und Brennstoffbecken
PNPP1675	Schutz vor extremen Überschwemmungen durch direktes Ablassen auf die Plattform	Angriffe
PNPP1679	Erdbebensichere Verstärkung der TOR-Maßnahmen (NB, NTB) des Brennelementbeckens.	Vorgaben für den harten Kern

Akte	Bezeichnung	Thema
PNPP1688 Band C	Einführung einer Hardcore-Steuerung für neue Geräte	Vorgaben für den Kernbereich
PNPP1709	Austausch der SIERS-Ventile und Verriegelung der manuellen RPE-Ventile	Angriffe
PNPP1722	Begleitheizung und Wärmedämmung der ASG-Behälter-Versorgungsleitung durch SER im Maschinenraum	Angriffe
PNPP1760	Optimierung der Messkette für die Filtration und die Auslösung der zugehörigen Förderpumpen sowie Erstellung einer Übersicht zur Verfolgung des Rohwasserflusses im Steuerraum	Korrosionsschäden an der Kaltwasserquelle
PNPP1780	Automatisierung der Ablassventile des BR-Beckens	Maßnahmen „Noyau Dur“
PNPP1797	Einbau eines Borometers am Auslass des chemisch-volumetrischen Kontrollsystems (RCV)	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPP1811	Einrichtung eines EAS-ND-Systems zur Wassereinspeisung in den Primärkreislauf und zur Ableitung der Restleistung aus dem Reaktorbehälter	Vorgaben für den Kernbereich
PNPP1838	RPN-Modernisierung: Neue Architektur und Funktionen des RPN (Messung der Kernleistung).	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen
PNPP1864	Einrichtung einer ortsfesten Nachfüllvorrichtung für die Abdeckplane des Notstromversorgungssystems der Dampferzeuger (ASG) durch die Brandschutzsysteme JP*	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPP1870	Verstärkung der Stabilität der Entlüftungsvorrichtung des Sicherheitsbehälters U5 bei einem Erdbeben der Stufe SMHV	Unfälle mit Kernschmelze
PNPP1871	Weiterentwicklung (Modernisierung, Verdichtung) des RPR-Systems (Reaktorschutzsystem): Weiterentwicklung der RPR-Funktion und des RPR-Testers, Austausch der Schalter im SdC	Aufrechterhaltung der Qualifizierung unter Unfallbedingungen
PNPP1873	Weiterentwicklung des Prozessinstrumentierungssystems SIP-P – Neuparametrierung der RPR-Schwellenwerte	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPP1898	Erdbebensicherheit der BR-Polbrücken im Hardcore-Szenario	Vorgaben für den Kernbereich (Robustheit)
PNPP1907	Einrichtung eines diversifizierten mobilen Kühlsystems PTRbis	Vorgaben für den Kernbereich
PNPP1917	Austausch der Vorfiltergitter, um sie widerstandsfähig gegen den Einfluss „massiver Eintrag von Verstopfungsmaterial“ zu machen	Korrosionsschäden an der Kaltwasserquelle
PNPP1925	Verbesserung der elektrischen Isolierung zwischen der Polaritätseinheit und den digitalen Eingängen des KIT (zentrale Informationsverarbeitung)	Vorgaben für den Kernbereich (Robustheit)
PNPP1926	Anwendung des WENRA-Erschwerungsfaktors für die Wasserstoffdetektion	Angriffe

Akte	Bezeichnung	Thema
PNPP1944	Ausbau des peripheren Hochwasserschutzes gegen externes Hochwasser im Blayais	Ereignisse (externe Überschwemmung)
PNPP1946	Einbau einer Klappe am Lüftungskanal des Behälterschachts	Aufrechterhaltung der Qualifikation für Unfallbedingungen
PNPP1947	Modernisierung der Strahlenschutz-Messketten KRT	Aufrechterhaltung der Qualifizierung unter Unfallbedingungen
PNPP1950	Einbau eines Doppelbodens in den Relaisräumen	Systemüberprüfung
PNPP1951	Einbau von Überspannungsschutzgeräten	Störgrößen
PNPP1955	Verbesserung der Kühlung von Dieselmotoren	Überprüfung der Systeme
PNPP1976	Einrichtung einer Vorrichtung zur Trockenverteilung und Stabilisierung des Coriums unter Wasser	Maßnahmen bei Kernschmelze und Unfällen mit Kernschmelze
PNPP1976	Verstärkung der Wände zwischen dem internen Kerninstrumentierungsraum (RIC)	Maßnahmen für den Kernbereich
PNXX1721	Verbesserung der Zuverlässigkeit der Steuerung der Druckhalterventile	Unfälle mit Kernschmelze
PNXX1752	Analoge Füllstandsmessung im BK-Becken	Brennstoffbecken
PNRL1035	Austausch der Magnetventile K1 MB&MT und der Endschalter	Aufrechterhaltung der Qualifizierung der Geräte
PNRL1817	Weiterentwicklung des Messsystems durch Hinzufügen eines Filters für das Durchschnittstemperatursignal (SIP-C)	Unfälle ohne Kernschmelze
PNRL1823	Austausch der Motoren der Diesel-Luftkühler LHP/LHQ	Störgrößen
PNRL1831	Austausch der Signalhörner im Kontrollraum	Aufrechterhaltung der Qualifikation für Unfallbedingungen
PNRL1835	Aktualisierung der Parameter für die automatische Verschmutzungsüberwachung der RRI/SEC-Wärmetauscher	Störgrößen
PNRL1844	Standortspezifische Auslegung für die ultimative Kaltquelle: Zufahrtsrampen zur Kaltquelle	Maßnahmen für den Kernbereich

PNRL1845	Austausch von Niederspannungsmotoren	Aufrechterhaltung der Qualifizierung unter Unfallbedingungen

Akte	Bezeichnung	Thema
PNRL1846	Beseitigung der Risiken einer Umgehung des volumetrischen Schutzes in der Pumpstation	Einwirkungen (externe Überflutung)
PNRL1849	Aufrechterhaltung der Eignung der DVL- und DVC-Register – CPY	Aufrechterhaltung der Eignung unter Unfallbedingungen
PNRL1879	Austausch der elektrischen Schütze der Ventilatoren der Lüftungsanlage in den Elektroräumen durch Schütze mit Verriegelung	Unfälle ohne Kernschmelze
PNRL1894	Austausch der Temperaturfühler des Primärkreislaufs im Kaltzweig	Unfälle mit Kernschmelze
PNRL1895	Verbesserung der Zuverlässigkeit der Steuerung des Ventils des Übertragungsrohrs für das Schließen unter Durchfluss	Systemüberprüfung
PNRL1896	Austausch der Dichtungen eines Ventils des Stickstoffspeicher- und -verteilungssystems (RAZ034VZ)	AG-Qualifizierung
PNRL1903	Nachfüllung des ASG durch JP*	Unfälle ohne Kernschmelze
PNRL1924	Erdung der DVN-Kanäle für die Belüftung der Jodräume	Angriff
PNRL1927	Beseitigung von Risiken durch volumetrischen Bypass-Schutz	Einwirkungen (externe Überflutung)
PNRL1928	Einstellung des Auslöseschwellenwerts für die Umwälzpumpen	Angriff
PNRL1933	Erdbebensicherung der Sodamischanlage	Systemüberprüfung
PNRL1946	Austausch der mikroporösen Wärmedämmungen vom Typ „Microtherm®“	Unfälle ohne Kernschmelze
PNRL1947	Austausch der Faserisolierungen vom Typ „Protect 1000S “ für Hilfsleitungen mit einem Durchmesser von 50 Millimetern oder mehr, bei denen im Falle eines Bruchs im Hauptprimärkreis Fasern freigesetzt werden könnten	Unfälle ohne Kernschmelze (Sicherheitsmaßnahmen für die Umwälzpumpen BR-Sammelbehälter)
PNRL1954	Anbringung von Sicherheitsbändern an den Isolierungen der Rohrleitungen, die die Sicherheitsinjektionsspeicher mit dem Hauptkreislauf verbinden, sowie an der Expansionsleitung des Druckhalters	Unfälle ohne Kernschmelze (Sicherheitsverbesserung Rückführung und BR-Sammelbecken)
PNRL1955	Betriebsänderung – Änderung der Sollwert-Einstellung der DVN-Lufterhitzer	Belastungen

PNRL1976	Betriebsänderung – Änderung der Schwellenwerte für den BK-Sumpf zur Leckagesammlung EAS014VB	Kernvorkehrungen und Unfälle mit Kernschmelze

Akte	Bezeichnung	Thema
PNRL1990	Erhöhte Erdbebensicherheit des Brandschutznetzes JP*	Einwirkungen

Änderungen bei Ablauf der Frist Phase A

Akte	Bezeichnung	Thema
PNPE1032	Austausch der RPE-Schaltkästen (Entlüftungen, Entlüftungsöffnungen und nukleare Entlüftungen) / RRI (Zwischenkühlung) – Schutz vor interner Überflutung	Einwirkungen
PNPE1044	Leistungserhöhung der 380-V-Niederspannungsschaltanlagen	Aufrechterhaltung der Qualifizierung für Unfallbedingungen
PNPE1069	DVN (allgemeine Belüftung des Gebäudes für nukleare Hilfsanlagen): Verbesserung der Klimatisierung der Räume der Kältemaschinen DEG (Kaltwassererzeugung)	Einwirkungen
PNPE1070	Verbesserung der Belüftung und Klimatisierung der Räume im Elektrikgebäude (DVL MT-BT)	Einwirkungen
PNPE1073	Einrichtung einer „Noyau Dur“-Steuerung für die vorhandenen Anlagen	Maßnahmen für den „Noyau Dur“
PNPE1108 Band A	Abwasserrückhaltung und Abdichtung von Durchführungen für den Fall einer internen Überflutung	Einwirkungen
PNPE1118	Erdbebensicherung der Raumlüftung – Wärmetauscher	Einwirkungen (Erdbeben) und Maßnahmen Kernbereich (Robustheit)
PNPE1122	Aufrechterhaltung der Eignung von Schränken für Notstromaggregate	Aufrechterhaltung der Qualifizierung für Unfallbedingungen
PNPE1131	Verdichtung der elektrischen Architektur der Steuer- und Leistungskabelkanäle	Systemü berprüfung
PNPE1132	Austausch der Notbeleuchtungsanlagen im Kontrollraum	Aufrechterhaltung der Qualifizierung für Unfallbedingungen
PNPE1141	Modifikation der Einbauten der Regelventile des Bypass-Systems der Hauptturbine mit Entlüftung in die Atmosphäre (GCT-a) zur Erhöhung ihrer Durchflusskapazität.	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPE1144	Schutzmaßnahmen für die konventionelle Insel vor interner Überflutung	Einwirkungen
PNPE1152	Ersatz der Stromversorgung durch den Turbo-Notstromgenerator durch eine Versorgung über den Diesel-Notnotstromgenerator	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPE1159	Erhöhung der benötigten REA-Bor-Menge und Erhöhung der freien TEP-Menge	

Akte	Bezeichnung	Thema
PNPE1166	Einbau einer elektrischen Anlage, die im Bedarfsfall den Austausch des Notstromdiesels durch den Notstromdiesel des benachbarten Blocks ermöglicht	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPE1166 Band A	Überlastung der Dieselmotoren der CPY-Blöcke – Keine Entlastung der REA-Wasserpumpen und bestimmter Druckhalterheizungen , die durch den Notstromdiesel versorgt werden	Systemü berprüfung
PNPE1174	Einbau einer DVP-Belüftung in den Räumen CFI / CRF	Angriffe (Große Heißwasse ranlagen)
PNPE1191	Erdbebensicherung der Kabeltrassen	Angriffe
PNPE1213	Dichtungsvorrichtung für die Antriebswelle der Filtertrommeln bei externer Überflutung	Einwirkungen (externe Überflutung)
PNPE1215	Austausch der Relais TEC1804 und TEC1808	Aufrechterhaltung der Eignung unter Unfallbedingungen
PNPE1220	Verstärkung der Halterungen an Kaltquellenanlagen zur Erdbebensicherheit	Einwirkungen (Erdbeben)
PNPE1225	Austausch der vertikalen Anzeigen und Aufzeichnungsgeräte im Kontrollraum	Aufrechterhaltung der Eignung unter Unfallbedingungen
PNPE1243	Austausch der elektrischen Stellantriebe der Ventile des Kaltwassererzeugungs- und -verteilungssystems im Elektroraum: DEL 040 / 048 / 054 VD	Aufrechterhaltung der Eignung unter Unfallbedingungen
PNPE1342	Austausch der Faserisolierungen durch Metallisolierungen (RMI) am Fuß des Dampferzeugers;	Unfälle ohne Kernschmelze (Zuverlässigkeitsver besserung Rückführung der BR-Sumpfbecken)
PNPE1355	Seismische Verstärkung von dichten Trichtern	Einwirkungen (externe Überflutung)
PNPE1403	Einbau von Blayais-Absperrventilgruppen 3-4 (GARANCE-Management)	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPE1471	Austausch von Ventilen oder Ventildichtungen an EAS-ND-Totarmen (7 Ventile)	AG-Qualifikation
PNPE1258 Band J	ASG-ND: Austausch von Schaltkästen	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingun gen
PNPE1264	Austausch eines Kabels des ETY-Systems	AG-Qualifikation
PNPE1279	Interner Hochwasserschutz der Räume der Trasse B im 4. Stock des Elektrikgebäudes – Bodenablauf	Angriffe

Akte	Bezeichnung	Thema
PNPE1333 Band A	Erdbebensicherung des Kernbereichs des Hauptprimärkreislaufs, des Hauptsekundärkreislaufs und der DRR-Halterung (Behördliches Referenzdossier)	Vorgaben für den Kernbereich (Robustheit)
PNPE1359	Erhöhung des Drucks in den Akkumulatoren des RIS-Systems	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPP1123	Einführung der Messung des Füllstands hinter der Filteranlage mit Auslösung der Förderpumpen bei sehr niedrigem Füllstand hinter der Filteranlage.	Angriffe auf die Kaltwasserquelle
PNPP1442	Zuverlässigkeit und Angemessenheit der KRT-Aktivitätsmessungen	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen
PNPP1595	Modifikation der SEBIM-Ventilköpfe	Kernbestimmungen
PNPP1631	Verstärkung der Sichtfenster der Schleusen des Reaktorgebäudes	AG-Zulassung
PNPP1688 Band C	Einführung einer Kernsteuerung für die neuen Anlagen	Kernbestimmungen
PNPP1722	Verlegung und Wärmedämmung der ASG-Plane-Versorgungsleitung durch SER im Maschinenraum	Angriffe
PNPP1760	Optimierung der Messkette für die Filtration und die Auslösung der zugehörigen Förderpumpen sowie Erstellung einer Übersicht zur Verfolgung des Rohwasserflusses im Kontrollraum	Angriffe auf die Kaltwasserquelle
PNPP1811	Einrichtung eines EAS-ND-Systems zur Wassereinspeisung in den Primärkreislauf und zur Ableitung der Restleistung aus dem Reaktorbehälter	Kernbestimmungen
PNPP1838	RPN-Modernisierung: Neue Architektur und Funktionen des RPN (Messung der Kernleistung).	Aufrechterhaltung der Qualifizierung unter Unfallbedingungen
PNPP1864	Einrichtung einer ortsfesten Nachspeisevorrichtung für die Abdeckung des Notstromversorgungssystems der Dampferzeuger (ASG) durch die Brandschutzsysteme JP*	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPP1871	Weiterentwicklung (Modernisierung, Verdichtung) des RPR-Systems (Reaktorschutzsystem): Weiterentwicklung der RPR-Funktion und des RPR-Testgeräts, Austausch der Schalter im Reaktorkern	Aufrechterhaltung der Qualifizierung unter Unfallbedingungen
PNPP1873	Weiterentwicklung des Prozessinstrumentierungssystems SIP-P – Neuparametrierung der RPR-Schwellenwerte	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPP1898	Erdbebensicherheit der BR-Polbrücken im Hardcore-Szenario	Vorgaben für den Kernbereich (Robustheit)
PNPP1907	Einrichtung eines diversifizierten mobilen Kühlsystems PTRbis	Kernbestimmungen
PNPP1926 Teil A und B	Anwendung des WENRA-Erschwerungsfaktors für die Wasserstoffdetektion	Angriffe

Akte	Bezeichnung	Thema
PNPP1946	Einbau einer Klappe am Lüftungskanal des Tankschachts	Aufrechterhaltung der Qualifikation für Unfallbedingungen
PNPP1947	Modernisierung der Strahlenschutz-Messketten KRT	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen
PNPP1950	Einbau eines Doppelbodens in den Relaisräumen	Systemüberprüfung
PNPP1951	Einbau von Überspannungsschutzgeräten	Störgrößen
PNPP1976	Einbau einer Vorrichtung zur Trockenverteilung und Stabilisierung des Coriums unter Wasser	Maßnahmen für den Kern und Unfälle mit Kernschmelze
PNRL1817	Weiterentwicklung des Messsystems durch Hinzufügen eines Filters zum Durchschnittstemperatursignal (SIP-C)	Unfälle ohne Kernschmelze
PNRL1823	Austausch der Motoren der Diesel-Luftkühler LHP/LHQ	Störgrößen
PNRL1831	Austausch der Signalhörner im Steuerraum	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen
PNRL1835	Aktualisierung der Parameter für die automatische Verschmutzungsüberwachung der RRI/SEC-Wärmetauscher	Störgrößen
PNRL1844	Standortspezifische Auslegung für die ultimative Kaltquelle: Zufahrtsrampen zur Kaltquelle	Maßnahmen für den Kernbereich
PNRL1846	Beseitigung des Risikos einer Umgehung des volumetrischen Schutzes in der Pumpstation	Einwirkungen (externe Überflutung)
PNRL1849	Aufrechterhaltung der Qualifizierung der DVL- und DVC-Klappen – CPY	Aufrechterhaltung der Qualifizierung unter Unfallbedingungen
PNRL1879	Ersatz der elektrischen Schütze der Ventilatoren des Lüftungssystems der elektrischen Gebäude durch Schütze mit Verriegelung	Unfälle ohne Kernschmelze
PNRL1894	Austausch der Temperaturfühler des Primärkreislaufs im Kaltzweig	Unfälle mit Kernschmelze
PNRL1895	Verbesserung der Zuverlässigkeit der Steuerung des Ventils des Übertragungsrohrs für das Schließen unter Durchfluss	Systemüberprüfung
PNRL1903	ASG-Nachspeisung durch JP*	Unfälle ohne Kernschmelze
PNRL1933	Erdbebensicherung der Sodamischanlage	Systemüberprüfung

Dossier	Bezeichnung	Thema
PNRL1955	Betriebsänderung – Änderung der Sollwert-Einstellung von DVN-Lufterhitzern	Belastungen

Änderungen in Phase B

Akte	Bezeichnung	Thema
PNPE1108 Band B	Abwasserrückhaltung und Abdichtung von Durchführungen für den Fall einer internen Überflutung	Einwirkungen
PNPE1115	Befehl zur automatischen Abschaltung des Reaktors bei Erdbeben und Meldung eines signifikanten Erdbebens, robust gegenüber Erdbeben der Kategorie „Noyau Dur“	Vorschriften für den „harten Kern“
PNPE1119	Passiver Schutz des Reaktorblocks vor Tornados	Kernbereichsmaßnahmen (Robustheit)
PNPE1128	„Alles-oder-Nichts“-Füllstandsmessungen im Reaktorbecken	Kernbestimmungen (Informationen zur Notbetriebsführung)
PNPE1167 Band B	Sättigung der Dieselmotoren der CPY-Blöcke – ASG-Sperre	Systemüberprüfung
PNPE1171	Sanierung der KRT-Anlage für hohe Gamma-Strahlung im Reaktorgebäude	Aufrechterhaltung der Qualifikation für Unfallbedingungen
PNPE1189	Einbau einer Entnahmevorrichtung für das Primärmedium im Stillstandszustand hinter dem CEPP-Wärmetauscher (Dichtkreislauf der Primärpumpen) zur Vermeidung des Risikos einer heterogenen Verdünnung durch CEPP-Leckagen	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPE1238	Erhöhung der Erdbebensicherheit der Heizölbehälter für Erdbeben, die das SMS überschreiten, durch Einbau von Längsanschlägen	Einwirkungen
PNPE1258 außer Band J und L	Installation der ASG-ND-Vorrichtung und einer festen Nachspeiseleitung für das BK-Becken durch SEG	Vorschriften für den „harten Kern“
PNPE1285	Erdbebensicherheit der Kabeltrassen	Kernbereichsmaßnahmen (Robustheit)
PNPE1298	Kernbeständigkeit der Informationen zur Wirksamkeit der Hochdruckborierung	Kernbestimmende Bestimmungen (ND-Leitungsdaten)
PNPE1302	Unterdrückung von Gleichtaktstörungen und Reduzierung der Wärmebelastung bei PFG/PFL-Kabeln durch Umwicklung	Einwirkungen
PNPE1305	Einrichtung einer robusten H1-Erkennung bei Erdbeben (Hardcore)	Maßnahmen für den Kernbereich (Informationen zur ND-Leitung)

PNPE1332	Erdbebensicherheit der Rohrleitungen	Kernbereichsmaßnahmen (Robustheit)

Akte	Bezeichnung	Thema
PNPE1336	RRB-Markierung und Austausch der Füllstandsmessungen der PTR-Plane	Vorgaben für den Kernbereich (Robustheit)
PNPE1338	Verhinderung des Lufteintritts in das Abgasbehandlungssystem – Steuerung der TEP-Absperrung in Abhängigkeit vom Sauerstoffgehalt – TEG-Messgerät	Korrosionsbeanspruchungen
PNPE1347	Austausch der elektrischen Stellantriebe EAS 014 VB und PTR 021 VB sowie Austausch des Schaltschranks EAS 013 CX	Qualifizierung AG und SND
PNPE1357	Erdbebensicherheit (ND) der elektrischen Ausrüstung und der Steuerungs- und Kontrollsysteme	Vorgaben für den Kernbereich (Robustheit)
PNPE1358	Widerstandsfähigkeit der Lüftungssysteme gegen SND und Tornados – Kernvorschriften	Kernbestimmungen (Robustheit)
PNPE1387	Einrichtung einer Coriumausbreitungsdetektion im RIC-Raum (Kerninstrumentierung) und Notstromversorgung durch das DUS (Diesel-Notstromaggregat) für das Coriumausbreitungs-Thermoelement im RIC-Raum	Unfälle mit Kernschmelze
PNPE1393	Steuerung des H2-Ventils bei JDT-Erkennung (Gefahr eines brennenden Strahls)	Korrosionsbeanspruchungen
PNPE1395	Änderungen zur Berücksichtigung mechanischer Folgewirkungen auf „Noyau Dur“-Ausrüstung (Verstärkung der Strukturen)	Vorgaben für den Kernbereich (Robustheit)
PNPE1412	Einbau von 220-V-Steckdosen im Notfallbereich, die über das DUS mit Notstrom versorgt werden	Bestimmungen des Kernbereichs (für das Krisenmanagement)
PNPE1420	PEPSSI – Austausch von Brandschutztüren	Korrosionsbeanspruchungen
PNPE1444	Passiver Brandschutz – Behandlung von Durchführungen und Fugen	Einwirkung
PNPE1478	SND-Robustheit der Messtechnik	Anordnung des Kernbereichs
PNPE1481	Behandlung der nicht am DUS-Dach befestigten Elemente	Anordnung des Kernbereichs
PNPE1486	Elektrische Robustheit AG/ND RCV 430 SM und EAS 002 VB	Anordnung des Kernbereichs
PNPE1609	Auswertung der Ergebnisse der PEPPSI-HRB-Studien zu den Räumlichkeiten W237 und W277	Angriffe (Brand)
PNPP1824	Hinzufügung einer analogen Füllstandsmesskette für den BK-Brennstoffpool	Vorgaben für den Kernbereich (Informationen zur ND-Leitung)
PNPP1913	Erdbebensicherheit des Kernbereichs der Brücken des Brennstoffgebäudes	Vorgaben für den Kernbereich (Robustheit)

PNPP1925	Verbesserung der elektrischen Isolierung zwischen der Polaritätseinheit und den digitalen Eingängen des KIT (zentrale Informationsverarbeitung)	Vorschriften für den Kernbereich (Robustheit)

Akte	Bezeichnung	Thema
PNPP1926 Teil C	Anwendung des WENRA-Erschwerungsfaktors für die Wasserstoffdetektion	Angriffe
PNPP1932	Einbau einer Entnahmestelle an der doppelten Hülle der Sicherheitsinjektionssysteme RIS und des Sprühsystems EAS für endoskopische Probenahme.	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPP1945	Errichtung einer von DVN belüfteten Kammer zur Eindämmung der RPE-Ventile mit lokalem Jodrisiko NA 414	Nachteile
PNPP1949	Einbau einer Brandschutzwand zwischen den PTR-Pumpen zur physikalischen Trennung der beiden PTR-Stränge	Brennstoffbecken
PNRL1803	Einbau einer „Noyau Dur“-Wassernachspeisung am Becken des Reaktorgebäudes und dessen Dampfauslass: Vorrichtung zur Offenhaltung der Schleuse BR 0 m	Maßnahmen für den „harten Kern“
PNRL1896	Austausch der Dichtungen einer Klappe des Stickstoffspeicher- und -verteilungssystems (RAZ034VZ)	AG-Qualifizierung
PNRL1925	Behandlung von Brandrisiken durch Management neuer Brandlasten	Angriffe
PNRL1957	Absenkung der Sperrkurve der Gruppe R infolge der Einbeziehung von Wasserwänden in die Sicherheitsstudien	Unfälle ohne Kernschmelze
PNRS1012	Anwendung der PEPSSI-Methode im BR CPY	Angriffe
PNRS1024	Einbau einer Verbindungsmanschette am SGZ (Gasspeicher) zum RCV-Speicher	Angriffe

Änderungen in Phase B „Ergänzungen“

Akte	Bezeichnung	Thema
PNPE1068 Band C	Austausch des Gehäuses LLJ001CR	Angriffe (Brandstiftung)
PNPE1258 Band L	Maßnahme zur Gewährleistung der Ausfallsicherheit der Steuerung (RCM) der Regelventile ASG012/014/016VD unter Kernbedingungen vom Kontrollraum aus	Kernkonfiguration
PNPE1362	Einrichtung fester Einspeise- und Absaugleitungen im Reaktorgebäude, mobile Ersatzvorrichtung für das EAS-ND und Rückführung der Abwässer vom BK zum BR	Unfälle mit Kernschmelze
PNPE1386	Einrichtung einer Messstelle im Sumpfbereich des Reaktorgebäudes	Unfälle mit Kernschmelze
PNPE1427	Einsatz einer Injektionspumpe an den Dichtungen der Primärpumpenaggregate „Harter Kern“ (PJ-ND)	Kernkonfiguration
PNPE1442 Band B	Betriebsänderung: Zugänglichkeit – Einsatz von Selbstüberwachungszellen zur Steuerung der RCV-RIS vom BL aus (gleichzeitige ISHP-Einspeisung)	Unfälle ohne Kernschmelze

Akte	Bezeichnung	Thema
PNPE1449	Dekontamination der Abwässer aus dem BR	Unfälle mit Kernschmelze
PNPE1459	Verbesserung der Langzeitkühlung bestimmter Räume im Elektroraum, darunter der Notfallbereich, im Falle eines Ausfalls der Kältequelle	Kernvorkehrungen
PNPE1460	Verstärkung der Trennwände zwischen dem internen Kerninstrumentierungsraum (RIC) und dem Bereich der Sumpfkammern am Boden des des Reaktorgebäudes	Kernvorkehrungen
PNPE1505	Einrichtung einer Notlösung für den Ausfall der LUU-Schalttafel zur Betätigung der EAS-ND-Ventile (Anschlusskasten)	Ereignisse (Brand)
PNPE1506	Einrichtung eines DOS-Alarms auf der Ebene „BR-Schwimmbad“ und der dazugehörigen Hupe „BR-Schwimmbecken-Pegel (TOR)“, um in den APE-Betriebsmodus im APR-Zustand zu wechseln	Störfälle
PNPE1592	Bedienbarkeit des RCV050VP vom BL aus in Situation H3 in der SPS NSO	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPE1595	Schutz der Komponenten der „großen“ Messkette “ der Containment-Druckmesskette, die sich in den wichtigsten elektrischen Räumen des Sicherheitspfads B befinden	Ereignisse (Brand)
PNPE1600	Anschluss der BR-Hochfluss-Gamma-Kette an eine ND-Stromversorgung	Kernvorkehrungen
PNPP1976	Verstärkung der Wände zwischen dem internen Instrumentierungsraum des Reaktorkerns (RIC)	Kernvorkehrungen
PNRS1021	Aufrechterhaltung der geschlossenen Position der Rücklaufleitung an der Dichtung Nr. 1 GMPP im Kernbereich und H3	Kernvorkehrungen

Spezifische Programmierungsänderungen

Akte	Bezeichnung	Thema	Programmierung spezifisch
PNPE1049	Erhöhte Erdbebensicherheit von Brandschutztüren	Einwirkungen (Erdbeben)	
PNPE1148	Austausch empfindlicher Komponenten in Schalt- und Verteilerkästen der Notstromversorgung (LLS)	Aufrechterhaltung der Qualifizierung unter Unfallbedingungen	Spätestens 40 Jahre nach der Installation der Anlagen
PNPE1216	Verbesserung der Zuverlässigkeit der SEBIM-Ventilsteuerung im Brandfall	Aggressionen	Spätestens in Phase A
PNPE1277 Band B	Brandschutz für Kabel	Aggressionen	Spätestens in Phase B
PNPE1280	Erhöhung der Wellenbrecherwand	Einwirkungen (externe Überflutung)	Dezember 2027

Akte	Bezeichnung	Thema	Planung spezifisch
PNPE1323	Verstärkung des Schornsteins des BAN am SMS, Starkwind und Tornado der Stärke EF2	Einwirkungen	Spätestens in Phase B
PNPE1330	Explosionsschutz in den Batterieräumen (Einbau eines passiven autokatalytischen Rekombinators und/oder Verbesserung der Zuverlässigkeit der Stromversorgung der Lüftungsanlage)	Einwirkungen	Band B: spätestens in Phase B
PNPE1333 Band B	Erdbebensicherung des „Noyau Dur“ des Hauptprimärkreislaufs, des Hauptsekundärkreislaufs und der SND-Halterung	Anordnung des harten Kerns	Spätestens in Phase B
PNPE1335	Robustheit der automatischen Abschaltung des CRF gegenüber einer erdbebenbedingten Überflutung	Einwirkungen (externe Überflutung)	Spätestens Juli 2024
PNPE1337	Einrichtung von Alarmsystemen an kritischen Türen, um sicherzustellen, dass Brandschutztüren geschlossen bleiben	Gefährdungen (Brand)	April 2031
PNPE1342	Ersatz von Faserisolierungen durch Metallisolierungen (RMI) am Fuß des Dampferzeugers;	Unfälle ohne Kernschmelze (Zuverlässigkeitssteigerung Rückführung der BR-Sumpfbecken)	Dezember 2027
PNPE1344	Verdopplung der automatischen Absperrung der Ansaugleitung des BK-Brennstoffbeckens durch PTR-Ventile.	Schwimmbad mit Brennstoff	April 2031
PNPE1377	Verstärkung der Erdbebensicherheit der Entlüftungsvorrichtung des Sicherheitsbehälters U5 für Erdbeben der Stufe SMS	Unfälle mit Kernschmelze	Unter Einhaltung der Fristen von [AG-C-III]
PNPE1410	Einbau von Natriumtetraborat-Körben in die Sumpfbecken des Reaktor	Unfälle mit Kernschmelze	Einhaltung der Fristen gemäß [CR-B]
PNPE1443	Verstärkung eines Trichters im BK	Schwimmbad mit Brennstoff	
PNPP1012	Umbau und Sanierung der SGZ-Gasanlagen zur Anpassung an dem Referenzsystem für interne Explosionssicherheit	Einwirkungen	Spätestens in Phase A
PNPE1593	Ergänzende Bestimmung „RRI-Notversorgung durch PTR“: Änderung des Betriebs und Änderung der automatischen Lastabwurfregelung für bestimmte an das RRI angeschlossene Standardverbraucher	Unfälle ohne Kernschmelze	Ab 2027
PNPP1196	Umfassende Modernisierung der Brandmeldeanlage	Einwirkungen	
PNPP1232	Einbau von Sprinkleranlagen in den TEG-Kompressorräumen der CPY-Stufe	Einwirkungen	2025 und spätestens in Phase B
PNPP1419	Einrichtung eines AAR für Erdbeben	Unfälle ohne Kernschmelze	Vor Beginn der Phase A

PNPE1477	Einbau eines Überspannungsschutzes im Sekundärkreis der Hilfstransformatoren	Einwirkungen (Blitzschlag)	Spätestens in Phase B Ergänzungen

Akte	Bezeichnung	Thema	Programmierung spezifisch
PNPP1485	Austausch der KRT-VVP-Ketten / Stickstoff 16	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen	Spätestens 40 Jahre nach der Installation der Ausrüstung
PNPP1541	Einrichtung eines Systems zur Auffangung von Abwässern bei einem Unfall mit Kernschmelze (einschließlich EAS014VB)	Vorschriften für den Kernbereich und Unfälle mit Kernschmelze	
PNPP1666	Notfall-Dieselaggregat	Kern-Hardcore-Maßnahmen, Unfälle mit Kernschmelze und Brennstoffbec ken	Vor der Phase A
PNPP1675	Schutz vor extremen Überschwemmungen durch direktes Ablassen auf die Plattform	Angriffe	
PNPP1679	Erdbebensichere Verstärkung der Maßnahmen der TOR-Stufe (NB, NTB) des Brennelementbeckens.	Vorgaben für den harten Kern	Im Vorfeld der Vorschrift PISC-B-I
PNPP1683	Weiterleitung der Informationen aus den Blöcken an das lokale Krisenzentrum	Quer	Unter Einhaltung der ersten Frist von [ND-C]
PNPP1688 Band D	Leitsystem Kernsystem Neue Phase B	Bestimmungen zum Kernbereich	Spätestens in der Ergänzungsphase
PNPP1709	Austausch der SIERS-Ventile und Verriegelung der manuellen RPE-Ventile	Angriffe	Spätestens in Phase A
PNPP1714	Einrichtung einer Wasserquelle für die Nachspeisung des „Noyau Dur“	Unfälle ohne Kernschmelze	April 2026
PNPP1723	Einrichtung einer Winterumwälzung für nicht robuste Standorte in einer Frasil-Situation	Beeinträchtigungen der Kaltwasserquelle	November 2027
PNPP1770	Lokales Krisenzentrum Blayais	Quer	Unter Einhaltung der ersten Frist von [ND-C]
PNPP1780	Automatisierung der Ablassventile des Schwimmbads BR	Vorgaben für den harten Kern	
PNPP1797	Einbau eines Borometers am Auslass des chemisch-volumetrischen Kontrollsystems (RCV)	Unfälle ohne Kernschmelze	
PNPP1870	Verstärkung der Erdbebensicherheit der Entlüftungsvorrichtung des Sicherheitsbehälters U5 für Erdbeben der Stufe SMHV	Unfälle mit Kernschmelze	
PNPP1917	Austausch der Vorfiltergitter zur Erhöhung der Widerstandsfähigkeit gegen den Einwirkungsfall „massiver Eintrag von Verstopfungsmaterial“	Beeinträchtigungen der Kaltwasserquelle	Dezember 2024

PNPP1944	Verstärkung des peripheren Hochwasserschutzes gegen externe Überschwemmungen im Blayais	Belastungen (externe Überschwem mung)	

Akte	Bezeichnung	Thema	Planung spezifisch
PNPP1955	Verbesserung der Kühlung von Dieselmotoren	Überblick über die Systeme	
PNPP1976	Arbeiten zur Verstärkung der Fundamentplatten der BR	Anordnung des Kernbereichs	Unter Einhaltung der Fristen aus Punkt 3 von [AG-A-II]
PNRL1845	Austausch von Niederspannungsmotoren	Aufrechterhaltung der Eignung unter Unfallbedingungen	Spätestens 40 Jahre nach der Installation der Ausrüstung
PNRL1924	Erdung der DVN-Kanäle für die Belüftung von Jodräumen	Korrosion	
PNRL1927	Beseitigung von Risiken durch Bypass-Schutz bei volumetrischen Systemen	Angriffe (externe Überschwemmung)	Dezember 2027
PNRL1946	Ersatz der mikroporösen Wärmedämmstoffe vom Typ „Microtherm®“	Unfälle ohne Kernschmelze	
PNRL1947	Austausch der Faserisolierungen vom Typ „Protect 1000S“ für Hilfsleitungen mit einem Durchmesser von 50 Millimetern oder mehr, bei denen im Falle eines Bruchs im Hauptprimärkreis Fasern freisetzen könnten	Unfälle ohne Kernschmelze (Sicherheitsverbesserung der Umwälzung in den BR-Sammelbecken)	Dezember 2027
PNRL1954	Anbringung von Sicherheitsbändern an den Wärmedämmungen der Rohrleitungen, die die Sicherheitsinjektionsspeicher mit dem Hauptkreislauf verbinden, sowie an der Expansionsleitung des Druckhalters	Unfälle ohne Kernschmelze (Zuverlässigkeitsverbesserung der Umwälzung BR-Sammelbecken)	
PNRL1976	Betriebsänderung – Änderung der Schwellenwerte für den BK-Sumpf zur Leckagesammlung EAS014VB	Kernbestimmungen und Unfälle mit Kernschmelze Kern	
PNRL1990	Erhöhte Erdbebensicherheit des Brandschutznetzes JP*	Angriffe	Spätestens 2027
TCDI0732	Behandlung von DPCI mit hohen Anforderungen an den Brandschutz	Einwirkungen (Brand)	Unter Einhaltung der Fristen von [AGR-E-II]

GLOSSAR

Abkürzungen	Bezeichnung
Wichtigste elementare Systeme	
ANG	Normale Versorgung der GV
APG	Entlüftungssystem der Dampferzeuger
ARE	Regelung des Speisewasserdurchflusses
ASG	Notstromversorgungssystem für Dampferzeuger
ASG-ND	Sekundärkühlung des Kerns
CFI	Filtration des Kreislaufwassers
CRF	Umwälzwasser
CSI	Isolierung des Kreislaufwasserkreislaufs
CTE	Aufbereitung des Kreislaufwassers
DCA	Explosionsschutzsystem für Lüftungsanlagen
DCC	Klimaanlage für den Kontrollraum und die Nebenräume
DEB	Verteilungssystem für Kalt- und Warmwasser in Verwaltungsgebäuden und Nebengebäuden
DEG	Anlage zur Erzeugung und Verteilung von Kaltwasser für den Kernkraftwerksblock
DEL	System zur Erzeugung und Verteilung von Kaltwasser für den Maschinenraum
DMK	Fördersystem im BK
DMR	Fördersystem im BR
DSL	Sicherheitsbeleuchtung
DTV	Übertragung – Telefon – Personensuche
DUV	Raumlüftungssystem des DUS
DVC	Raumlüftungs- und Klimaanlage – Leitwarte und Sonstiges
DVD	Lüftungs- und Klimaanlage der Räumlichkeiten – Dieselräume
DVE	Raumlüftungs- und Klimaanlage – Verkabelungsdeck
DVF	Rauchkontrollsystem für elektrische Räume
DVG	Lüftungssystem für die Steuerungen der ASG-Aggregate und -Pumpen
DVH	Notbelüftungssystem für Räume – Ladepumpenräume
DVI	Belüftung der RRI-Räume
DVK	Raumlüftungs- und Klimatisierungssystem – Brennbares Gebäude
DVL	Raumlüftungs- und Klimatisierungssystem – Elektrisches Gebäude
DVN	Raumlüftungs- und Klimatisierungssystem – Gebäude für nukleare Hilfsanlagen
DVP	Lüftungs- und Heizungssystem der Pumpstation
DVS	Lüftungssystem für die Maschinenräume der EAS- und RIS-ISBP-Pumpen – Gebäude der Notstromversorgung
DVT	Klimaanlage für die Wasseraufbereitung
DVW	Belüftung der Nebenräume
EAS	Wasserbesprühungssystem im Sicherheitsbehälter
EAS-ND	System zur Ableitung der Restleistung aus dem Sicherheitsbehälter
EAU	Messtechnik im Sicherheitsbehälter (Überwachung und seismische Messungen)
EBA	Lüftungssystem mit offenem Kreislauf für den Reaktorblock im Stillstand im Reaktorgebäude
ECF	Dichtheitsprüfung der Durchführungen und Schleusen des Reaktorgebäudes

Abkürzungen	Bezeichnung
EPP	Dichtheit der Durchführungen des Gehäuses – Dichtheitsprüfung
ETS	Versorgung mit entmineralisiertem Wasser
ETY	Druckentlastungssystem des Reaktorbehälters – Überwachung des Wasserstoffgehalts im Falle eines Unfalls
EVC	Belüftungssystem für den Behälterschacht
EVF	Internes Belüftungs- und Filtersystem des Reaktorgebäudes
GCTa	Bypass-System der Hauptturbine mit Ableitung in die Atmosphäre
GSE (CP1) / GRE (CP2)	Turbinensicherungen (CP1) / Turbinenregelung und -steuerung (CP2)
JDT	Brandmeldeanlage
JPC	Erdbebensichere Löschwasserversorgung
JPD	Feuerlöschwasserversorgung außerhalb des Kernkraftwerksgeländes
JPF	Externer Brandschutz (spezifisch für Gravelines)
JPI	Brandschutz des Kernkraftwerksbereichs
JPL	Brandschutz der elektrischen Räume
JPP	Löschwasserbereitung
KCO	Multifunktionale Elemente im Zusammenhang mit der Nutzung der zentralen Schaltanlage
KER	Sammlung, Kontrolle und Ableitung flüssiger Abfälle aus dem Kernkraftwerksbereich
KHY	Wasserstoffdetektion im Gebäude der nuklearen Hilfsanlagen
KIS	Seismische Messtechnik
KPR	Notausstiegstür
KPS	Sicherheitsplatte
KRG	Allgemeine Regelung
KRT	Strahlenschutzmaßnahmen
KSC	Instrumentierung im Kontrollraum
KUS	Steuerung und Überwachung des LHU-Systems
LAA	Erzeugung von 230 V Gleichstrom zur Versorgung der unterbrechungsfreien 220 VAC-Wechselrichter LNE
LBi	Erzeugung und Verteilung von 125 V Gleichstrom
LCi	Erzeugung und Verteilung von 48 V Gleichstrom
LDA	Erzeugung und Verteilung von 30 V Gleichstrom für die Regelung
LGi	6,6-kV-Verteilung ohne Notstromversorgung
LHA/B	Verteilung 6,6 kV Wechselstrom, mit Notstromversorgung
LHC	6,6-kV-Verteilung mit Notstromversorgung
LDi	30-V-Gleichstrom-Verteilung
LHP/Q	6,6-kV-Wechselstrom-Notstromversorgung (Stromaggregate)
LHT	Diesel-Notstromaggregat
LHU	6,6-kV-Notstromversorgung (autonome Quelle – DUS)
LKi	380-V-Verteilung ohne Notstromversorgung
LLi	380-V-Verteilung mit Notstromversorgung
LNi	Erzeugung und Verteilung von 220 V Wechselstrom
LUU	Erzeugung und Verteilung 380 V Notstrom
PMC	Brennstoffhandhabungssystem
PTR	System zur Wasseraufbereitung und -kühlung der Becken
RAZ	Stickstoffspeicher- und -verteilungssystem (für nukleare Zwecke)

Abkürzungen	Bezeichnung
RCP	Primärkreislauf
RCV	Chemisches und volumetrisches Regelsystem
REA	Wasser- und Bor-Nachspeisesystem
TEG	System zur Behandlung von Abgasen
TEP	Primärabwasseraufbereitungssystem
TEU	Abwasserbehandlungssystem
Wichtigste Gebäude	
BAC	Gebäude für Hilfsanlagen zur Aufbereitung
BAN	Gebäude für nukleare Hilfsanlagen
BAS	Gebäude der Sicherheitshilfskräfte
BK	Brennstoffgebäude
BL	Gebäude für die elektrischen Anlagen
BR	Reaktorgebäude
BTE	Abwasseraufbereitungsgebäude
BW	Gebäude für die Nebenräume des BR
Verschiedene Begriffe	
AAC	Heißabschaltung
AAR	Automatische Reaktorabschaltung
ACEM	Brennelemente, die gerade gehandhabt werden
IAEO	Internationale Atomenergie-Organisation
AIF	Blitzschlag-Auswirkungsanalyse
AIP	Für den Schutz von Interessen wichtige Tätigkeit
AMC	Massiver Zustrom von Ablagerungen
AN	Normaler Stillstand
AN/GV	Normale Abschaltung am Dampferzeuger
AN/RRA	Normale Abschaltung über RRA
AP	Parkangelegenheit
API	Halt wegen Einsatzes
APR	Halt zum Aufladen
APRP	Unfall mit Verlust des Primärkühlmittels
APRP 2A	Unfall mit Verlust des Primärkühlmittels – doppelt diskutierte Guillotine
APRP BI	Unfall mit Verlust des Primärkühlmittels – Zwischenbruch
ASN	Atomaufsichtsbehörde
ATEX	Explosionsfähige Atmosphäre
ATWS	Anticipated Transients Without Scram (vorhergesehene Transienten ohne automatische Reaktorabschaltung)
BLEVE	Explosion durch expandierenden Dampf aus siedender Flüssigkeit
BONNA (Rohrleitung)	Betonrohr mit Blechkern
BPVA	Erweiterte Niederdruck-Dampfleitung
BT	Niederspannung
Cb	Borkonzentration
CBAT	Betonrohr mit Blechkern
CC ND	Steuerung und Regelung mit hartem Kern

Abkürzungen	Bezeichnung
CCL	Lokales Krisenzentrum
CDG	Falsche Positionierung, Absturz von Clustern oder einer Gruppe von Clustern
CDU	Einziges Ausfallkriterium
EMV	Elektromagnetische Verträglichkeit
CFC	Zusätzliche Betriebsbedingungen
CGB	Hochwasser im großen Einzugsgebiet
CLA	Wellen
CNI	Mittelstufe
CNP	Leistungsstufe
CNPE	Kernkraftwerk zur Stromerzeugung
CNS	Neutronenquelle-Kette
CPB	Hochwasser im kleinen Einzugsgebiet
CPP	Hauptprimärkreislauf
CPY	Reaktorgruppe mit einer Leistung von 900 MWe ähnlicher Bauart (umfasst die Baureihen CP1 und CP2)
CSA	Lagerstätte „Centre de Stockage de l'Aube“
CSC	Spannungskorrosion
CSP	Hauptsekundärkreis
DA	Änderungsantrag
DAC	Verhaltensanalyseunterlagen
DAO	Optimales Auskultationsgerät
DAPE	Akte zur Eignung für den weiteren Betrieb
DC	Zusätzlicher Bereich oder zusätzliche Bestimmung
DCC-LH	Gemeinsame Fehlerursache der LH-Schaltanlagen
DCH	Direkte Beheizung der Sicherheitshülle
DDOCE	Verschleiß oder Funktionsstörung von Bauwerken, Kreisläufen oder Ausrüstungen
DIL	Unkontrollierte Verdünnung von Borsäure
DMCP	Vorübergehender Druckabfall im Primärkreislauf
DMRI	Maßnahmen zur Brandrisikokontrolle
DOR	Leitfaden für die regelmäßige Überprüfung
DP	Sonderantrag
DPN	Direktion für Kernenergieproduktion
DRR	Behördliches Referenzdossier
DSD	Auslegungsbebenhälfte
DSdF	Signifikante Branddauer
DUS	Notstromdiesel
EC	Abweichung von der Konformität
EN	Erforderliche Ausrüstung
ECOT	Konformitätsprüfung der Tranchen
ECP	Verfahren zur Steuerung des Primärkreislaufs
ECPE	Faktoren, die zur Umweltleistung beitragen
ECR	Äquivalent der Hüllreaktion
ECS	Ergänzende Sicherheitsbewertungen

Abkürzungen	Bezeichnung
ED	Zehnjahresprüfungen
EDA	Ausrüstung zur Abwehr von Angriffen
EDF	Électricité de France
EDG	Auswurf eines Clusters
Dominoeffekte	Ein gefährliches Ereignis, das eine oder mehrere Anlagen eines Betriebs betrifft und ein weiteres Ereignis an einer benachbarten Anlage oder einem benachbarten Betrieb auslösen könnte, was zu einer allgemeinen Verschlimmerung der Auswirkungen des ersten Ereignisses führt
Klippen-Effekt	Plötzliche Veränderung des Verhaltens einer Anlage, die ausreicht, um eine geringfügige Abweichung vom vorgesehenen Unfallszenario zu bewirken, wodurch sich die Folgen des Unfalls erheblich verschlimmern.
EIP	Wichtiges Element für den Schutz von Interessen
EIPI	Wichtiges Element für den Schutz von Interessen vor Nachteilen
EIPR	Wichtiger Faktor für den Schutz von Interessen gegenüber vertraglichen Risiken
EIPS	Wichtiger Aspekt für den Schutz von Interessen vor Sicherheitsrisiken (radiologische Zwischenfälle und Unfälle)
EJP	Spezifische Begründungsstudie
END	Zerstörungsfreie Prüfung
EP	Regelmäßige Prüfung
EPI	Persönliche Schutzausrüstung
EPR	European Pressurised Reactor – gehört zur dritten Generation von Kernreaktoren vom Typ Druckwasserreaktor
EPRESSI	Verfahren zur Bewertung des tatsächlichen Verhaltens von Brandschutzelementen im Brandfall
EPRI	Electric Power Research Institute
EPS	Wahrscheinlichkeitsbasierte Sicherheitsanalysen
ER	Requalifizierungsprüfung
ESP	Einfachwandige Testkammer
ESPN	Nukleare Druckbehälter
ESS	Sicherheitsrelevantes Ereignis
FAIOp	Brandbekämpfungsanweisung für den Betreiber
FARN	Nukleare Schnellreaktionskraft
FAV	Altersanalysedatenblatt
FE	Abweichungsblatt
FMGC	Wartungsblätter für den Tiefbau
FPPI	Dauerbetrieb bei mittlerer Leistung
GC	Tiefbau
GES	Notstromaggregat
GHE	Dichtungsöl für den Generator
GMPP	Primäre Motorpumpenanlage
GNU	Gaspark
GP	Ständige Expertengruppe
GPO	Ständige Leitliniengruppe
GPR	Ständige Expertengruppe für Reaktoren
GRV	Befüllung und Entleerung des Generators mit Wasserstoff
GUS – GeUS	Notstromaggregat
GV	Dampferzeuger

Abkürzungen	Bezeichnung
GVR	Ersatz-Dampferzeuger
H1	Vollständiger Ausfall der Kältequelle
H2	Vollständiger Ausfall der Stromversorgung der Dampferzeuger
H3	Vollständiger Ausfall der Stromversorgung
H4	Einrichtung einer gegenseitigen Unterstützung der Pumpanlagen für die Sicherheitsinjektion und die Sprühflutung im Falle eines Unfalls
HDU	Gebäude, in dem sich der Notstromdiesel befindet
HT	Hochspannung
HTB	Hochspannung B
ICB	Wechselwirkung zwischen Corium und Beton
ICPE	Klassifizierte Anlage zum Schutz der Umwelt
IEM	Elektromagnetische Störungen
IOTA	Anlagen, Bauwerke, Bauarbeiten und Erschließungsmaßnahmen
IGALL	Internationale allgemeine Erkenntnisse zum Thema Alterung
INB	Kernkraftwerk der Basisauslegung
INSAG	Internationale Beratungsgruppe für nukleare Sicherheit
IPG	Wechselwirkung zwischen Brennstofftablette und Hülle
IPS	Sicherheitsrelevant, als sicherheitsrelevant eingestuft
IPS-NC	Wichtig für die Sicherheit, nicht sicherheitsrelevant
IRSN	Institut für Strahlenschutz und nukleare Sicherheit
IS	Sicherheitsinjektion
ISBP	Niederdruck-Sicherheitsinjektion
ISHP	Hochdruck-Sicherheitsinjektion
LIE	Untere Explosionsgrenze
LLS	Notstromturbogenerator
MC	Zustandsorientierte Instandhaltung
MCG	Steuerungsmechanismen für Anlagenstränge
MDTE	Fehlende externe Spannung
MEL	Freigesetzte Masse und Energie
MFEAN 0 %PN	Fehlfunktion der normalen Wasserversorgung 0 % PN
MFEAN 100 % PN	Fehlfunktion des normalen Speisewassers 100 % PN
MLC	Lokale Krisenmaßnahmen
MQCA	Für Unfallbedingungen qualifizierte Ausrüstung
MRI	Brandrisikomanagement
MS	Systematische Instandhaltung
MTD	Beste verfügbare Technik
N4	Reaktorblock mit einer Leistung von 1450 MWe ähnlicher Bauart
ND	Harter Kern
NRO	Bewertung der Zielerreichung
NSO	Nicht ausreichend offen
NSQP	Note zur Strategie der schrittweisen Qualifizierung
OECD	Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung
OISP	Unbeabsichtigtes Öffnen eines Sicherheitsventils des Druckhalters

Abkürzungen	Bezeichnung
OISS	Unbeabsichtigtes Öffnen eines Sekundärventils bei 0 % Pn
OVCC	Beobachtungsstelle für Alterungsprozesse in der Steuerungs- und Regeltechnik
PA	Aktivierungsprodukte
PA CSTA	Aktionsplan zur Bestandsaufnahme
PAI	Brandschutz-Aktionsplan
PMOX	MOX-PARITÄT – Brennstoffmanagement
PAV	Lüftungsaktionsplan
PBES	Niedrigster Sicherheitswasserstand
PBMP	Grundprogramm zur vorbeugenden Instandhaltung
PCC	Anlagenzustands-Kategorie
PEAN	Normaler Speisewasserverlust
PEE	Prüfverfahren
PEPSSI	Bewertungsgrundsatz für die Angemessenheit der Elemente zur Brandsektorenbildung
PF	Spaltprodukte
PFG	Wahrscheinlichkeit eines Großbrandes
PFI	Starker Regen
PFL	Möglichkeit eines lokal begrenzten Brandes
PGGV	Durch starken Wind verursachte Flugkörper
PGVE	Durch extreme Winde erzeugte Geschosse
PIC	Programm für ergänzende Untersuchungen
PLMV	Lokales Programm zur Bewältigung des Alterungsprozesses
PLU	Lokale Regenfälle
Pn	Nennleistung des Kerns
PNPP	Nationale stufenweise Programmierung
PPDP	Teilweiser Verlust des Primärdurchflusses
PPR	Grundsatzprogramm zur Neuklassifizierung
PSPR	Überwachungsstelle für Risikoprävention
PT ASN	Technische Vorschrift der ASN
PTAE	Vollständiger Ausfall der externen Stromversorgung und der Hauptdieselgeneratoren
PTC	Vollständiger Lastverlust und/oder Auslösung der Turbine
PUI	Interner Notfallplan
PV	Volumetrischer Schutz
PZR	Druckhalter
F&E	Forschung und Entwicklung
R1GP	Entfernung einer Leistungsregelungsgruppe
RAG	Alkali-Granulat-Reaktion
RAM	Stromversorgung der Steuermechanismen der Regulierbündel
RAP	Passive autokatalytische Rekombinatoren
RBPP	Blockierter Rotor einer Primärmotorpumpe
RCD	Vollständig entladener Reaktor
RCR	Bericht über die Ergebnisse der regelmäßigen Überprüfung
RDI	Risiken interner Dominoeffekte

Abkürzungen	Bezeichnung
RDP	Druckausgleichsbehälter des Druckhalters
RECS	Ergänzende Sicherheitsbewertungsberichte
REU	Einzelberstrisiko
REX	Erfahrungsrückmeldung
RFC	Risiko einer Kernschmelze
RFDP	Erzwungene Reduzierung des Primärdurchflusses
RFS	Grundlegende Sicherheitsvorschrift
RGE	Allgemeine Betriebsregeln
RGV	Austausch des Dampferzeugers
RIE	(Explosionsrisiken durch einen großflächigen Brand externen Ursprungs)
RIGZ	Unkontrolliertes Abschalten der Regelaggregate beim Anfahren
RNP	Anstieg des Grundwasserspiegels
ROR	Bruch eines Stauwerks
RP	Regelmäßige Überprüfung
RP	Reaktor im Leistungsbetrieb
RPC	Besondere Verhaltensregeln
RSI	Interne Sulfatreaktion
RTE	Bruch einer Haupttrinkwasserleitung
RTGV	Bruch eines Dampferzeugerrohrs
RTGV3	Bruch eines Rohrs eines Dampferzeugers der Kategorie 3
RTGV4	Bruch eines Dampfgeneratorrohrs der Kategorie 4
RTHE	Bruch einer Hochdruckleitung
RTV	Bruch einer Dampfleitung
RTV3	Großer Bruch einer Dampfleitung
SAPA	Annahmestelle für kleine Anwendungen
SDC	Leitwarte
SDD	Auslegungsbeben
SEI	Schwelle für irreversible Auswirkungen
SEL	Liste der seismischen Ausrüstung
SELS	Schwellenwert für signifikante tödliche Auswirkungen
SF-ND	Kaltquelle mit hartem Kern
SIP C	Steuerungsteil des Prozessinstrumentierungssystems
SMHV	Historisch wahrscheinlichstes Erdbeben
SMS	Sicherheitsbezogenes Erdbeben
SND	Kernbeben
SO	Ausreichend offen
SOH	Soziale, organisatorische und menschliche Faktoren
SPEL	Schwellenwerte für erste tödliche Wirkungen
SRI	Referenzsituation für das Hochwasserrisiko
SSC	Strukturen, Systeme und Komponenten
TA	Hilfstransformator
TAC	Verbrennungsturbine

Abkürzungen	Bezeichnung
TAM	Hardware-Zugriffspuffer
TAS	Notstrom-Turbogenerator
Td	Temperatur für die Verfügbarkeit der Hardware
TEPCO	Tokyo Electric Power Company
TFA	Sehr schwach aktiv
THE	Hochenergie-Rohrleitungen
TLD	Langzeit-Temperatur
Tnd	Temperatur ohne Materialschädigung
TOR	Alles oder nichts
TA	Hilfstransformator
TP	Haupttransformator
TRICE	Giftig, radioaktiv, entzündlich, ätzend, explosiv
TS	Abzweigtransformator
TSD	Begriff „Quelle“ – Trümmer
TTS	Serienanfangs-Tranche
U3	Endgültiges Verfahren Nr. 3 – Einrichtung mobiler Notfallmaßnahmen für die Systeme EAS und ISBP
U5	Endverfahren Nr. 5 – Druckentlastung und Filterung der freigesetzten Stoffe, anzuwenden bei langsamem Druckanstieg im Reaktorbehälter nach einem Unfall mit Kernschmelze
VD2	Zweite zehnjährige Überprüfung
VD3	Dritte zehnjährige Inspektion
VD4	Vierte zehnjährige Überprüfung
VP	Teilinspektion
WANO	World Association of Nuclear Operators
WENRA	Western European Nuclear Regulators Association
ZII	Interne Überschwemmungszonen



DOCUMENT

1

NOTE DE PRÉSENTATION

Enquête publique concernant le rapport du du 4e réexamen périodique

CENTRALE NUCLÉAIRE DU BLAYAIS - RÉACTEUR N°4

Präambel

In Frankreich erfolgt die Genehmigung zur Errichtung eines Kernreaktors durch einen Erlass des Premierministers nach Stellungnahme der Behörde für nukleare Sicherheit und Strahlenschutz (ASNR)[1]. Diese Genehmigung wird ohne Begrenzung der Betriebsdauer erteilt. Dennoch sehen die Vorschriften alle 10 Jahre eine eingehende Überprüfung der Anlage vor[2], die sogenannte regelmäßige Überprüfung, um die Voraussetzungen für die Fortsetzung des Betriebs für die folgenden 10 Jahre zu bewerten.

Für die regelmäßigen Überprüfungen von Kernreaktoren, die ihr 35. Betriebsjahr überschritten haben, sieht das Umweltgesetzbuch die Durchführung einer öffentlichen Anhörung zum Bericht[3] der Überprüfung vor.

Diese Einführungsnotiz bildet den Teil 1 der Unterlagen zur öffentlichen Anhörung zum Bericht über die 4. regelmäßige Überprüfung des Reaktors Nr. 4 des EDF-Kernkraftwerks Blayais (Blayais 4). Sie wurde gemäß Artikel R. 593-62-4 des Umweltgesetzbuchs erstellt.

Im ersten Teil enthält diese Erläuterung die Kontaktdaten des Betreibers von Blayais 4, erinnert an den Gegenstand des öffentlichen Anhörungsverfahrens und ordnet die verschiedenen Unterlagen der Anhörungsakte in den allgemeinen Kontext der 4. periodischen Überprüfung dieses Reaktors ein, und zwar anhand einer Zeitleiste, die es ermöglicht, den Verlauf über mehrere Jahre hinweg nachzuvollziehen.

Der zweite Teil enthält Einzelheiten zum Kernkraftwerk Blayais.

Der dritte Teil liefert Hintergrundinformationen zum Betrieb und zur nuklearen Sicherheit eines Reaktors. Er bietet eine technische Grundlage zu den Reaktoren der 900-MWe-Klasse im Hinblick auf die in den Unterlagen der öffentlichen Anhörung dargestellten Elemente.

Die folgenden Abschnitte stellen die wichtigsten Schlussfolgerungen der 4. Überprüfung sowie die wichtigsten Maßnahmen vor, die EDF seit der 3. periodischen Überprüfung von Blayais 4 ergriffen oder vorgeschlagen hat, um den Schutz der im Umweltgesetzbuch genannten Interessen zu verbessern: öffentliche Sicherheit, Gesundheit und Hygiene sowie Natur- und Umweltschutz. Die wichtigsten Gründe, aus denen EDF diese vorschlägt, werden dort ebenfalls dargelegt. Dies umfasst beispielsweise Maßnahmen, die die Lehren aus dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima Daiichi berücksichtigen, oder auch die wichtigsten von EDF im Rahmen der 4. Überprüfung vorgeschlagenen Maßnahmen. Diese Präsentation greift den Aufbau und die Themen des Berichts zur 4. Überprüfung von Blayais 4 auf; die Aspekte Risiken, Nachteile und langfristiger Betrieb der Anlagen werden darin nacheinander behandelt. In einer für ein breites Publikum verständlichen Sprache bietet diese Präsentation somit eine Zusammenfassung des Überprüfungsberichts, der Gegenstand der öffentlichen Anhörung ist.

Schließlich findet der Leser nach einer Schlussfolgerung am Ende des Dokuments ein Glossar, das ihm ein besseres Verständnis der verschiedenen Unterlagen der öffentlichen Anhörung ermöglicht.

---

[1] Die Behörde für nukleare Sicherheit und Strahlenschutz (ASNR), die durch das Gesetz über die Organisation der Governance im Bereich der nuklearen Sicherheit und des Strahlenschutzes vom 21. Mai 2024 geschaffen wurde, hat am 1. Januar 2025 ihre Arbeit aufgenommen. Sie ist aus dem Zusammenschluss der Behörde für nukleare Sicherheit (ASN) und des Instituts für Strahlenschutz und nukleare Sicherheit (IRSN) hervorgegangen.

[2] Siehe Art. L593-18 des Umweltgesetzbuchs.

[3] Der Überprüfungsbericht (RCR) ist ein technischer Bericht, der von EDF nach jeder regelmäßigen Überprüfung erstellt und an den für die nukleare Sicherheit zuständigen Minister sowie an die Behörde für nukleare Sicherheit und Strahlenschutz übermittelt wird (*vgl.* § 1 Einleitung).

Inhaltsverzeichnis

1. Einleitung: Das öffentliche Anhörungsverfahren und sein Kontext 4

2. Das EDF-Kernkraftwerk Blayais 10

3. Kernreaktoren: Funktionsweise und Sicherheit 12

3.1. Funktionsweise eines Kernkraftwerks 12
3.2. Die Grundlagen der Sicherheit 14

3.2.1. Die drei Sicherheitsbarrieren 14
3.2.2. Die drei Sicherheitsfunktionen 15
3.2.3. Die mehrstufige Sicherheit 16

3.3. Sicherheit vor Ort 17

3.3.1. Lehren aus dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima Daiichi 17
3.3.2. Sicherheit im Reaktorgebäude 19
3.3.3. Sicherheit im Brennelementgebäude 21
3.3.4. Sicherheit im Falle einer Kernschmelze 23

4. Risikoaspekte der Blayais-4-Überprüfung 25

4.1. Konformität der Anlage 25

4.1.1. Konformitätsmanagement 26
4.1.2. Die Konformitätsprüfung der Blöcke (ECOT) 26
4.1.3. Das Programm für ergänzende Untersuchungen (PIC) 27
4.1.4. Systemkonformitätsprüfungen 27
4.1.5. Spezielle Prüfungen 28

4.2. Neubewertung des Nuklearsicherheitsniveaus 28

4.2.1. Die wichtigsten Bestimmungen des „harten Kerns“ 30
4.2.2. Unfälle ohne Kernschmelze 33
4.2.3. Angriffe 35
4.2.4. Lagerbecken für abgebrannte Brennelemente 42
4.2.5. Unfälle mit Kernschmelze 44

5. Kapitel „Nachteile“ der Blayais-Überprüfung 4 49

5.1. Maßnahmen im Hinblick auf die geltenden Vorschriften und die gewonnenen Erkenntnisse 51

5.1.1. Einhaltung der Vorschriften 51
5.1.2. Zusammenfassung der gewonnenen Erfahrungen und wichtigste Maßnahmen zur kontinuierlichen Verbesserung 51

5.2. Maßnahmen zur Aktualisierung der Bewertung der Nachteile 59

6. Langfristiger Erhalt der Anlagen 61

6.1. Bewältigung von Alterung und Veralterung 61
6.2. Für Unfallbedingungen qualifizierte Ausrüstung 64

7. Schlussfolgerung 65

8. Glossar 67



1. Introduction : l'enquête publique et son contexte

EDF-Kernkraftwerk Le Blayais, Gironde
© Copyright EDF – Air Marine

In Frankreich erfolgt die Genehmigung zur Errichtung eines Kernreaktors durch einen Erlass des Premierministers nach Stellungnahme der Behörde für nukleare Sicherheit und Strahlenschutz (ASNR). Diese Genehmigung wird ohne Begrenzung der Betriebsdauer erteilt. Allerdings sehen die Vorschriften alle 10 Jahre[2] eine gründliche Überprüfung der Anlage vor, die sogenannte periodische Überprüfung, um die Bedingungen für die Fortsetzung des Betriebs in den folgenden 10 Jahren zu bewerten.

Der Bericht zur 4. periodischen Überprüfung des Reaktors Nr. 4 des EDF-Kernkraftwerks Blayais (Blayais 4) mit Sitz in BP 27 in Braud-et-Saint-Louis (33820) wird einer öffentlichen Anhörung unterzogen[4]. Diese Anhörung dient dazu, die Öffentlichkeit zu informieren und ihr die Möglichkeit zu geben, Anmerkungen und Vorschläge zu formulieren.

[4] Für Überprüfungen, die nach dem 35. Betriebsjahr des Reaktors durchgeführt werden, sieht das Umweltgesetzbuch die Durchführung einer öffentlichen Anhörung zum Bericht dieser Überprüfungen vor.

Ziele der Überprüfung: Einhaltung der Vorschriften und Verbesserung der nuklearen Sicherheit

Im Rahmen der regelmäßigen Überprüfung vergewissert sich der Betreiber, dass seine Anlage weiterhin unter Einhaltung der geltenden Vorschriften betrieben werden kann. Er muss zudem – insbesondere durch Maßnahmen zur nuklearen Sicherheit – den Schutz der im Umweltgesetzbuch genannten Interessen verbessern: öffentliche Sicherheit, Gesundheit und Hygiene sowie Natur- und Umweltschutz.

Die regelmäßigen Überprüfungen umfassen einen Teilbereich „Risiken“ und einen Teilbereich „Nachteile“. Der Teilbereich „Risiken“ betrifft die Vermeidung von Zwischenfällen oder Unfällen und die Begrenzung ihrer potenziellen radiologischen (radioaktive Freisetzungen) oder nicht-radiologischen (thermische, mechanische oder toxische Auswirkungen) Folgen. Der Teilbereich „Belästigungen“ befasst sich mit der Eindämmung der Auswirkungen auf Gesundheit und Umwelt, die möglicherweise durch die Anlage im Normalbetrieb aufgrund von Wasserentnahmen und -einleitungen, Abfällen sowie durch die von ihr verursachten Belästigungen (Verbreitung pathogener Mikroorganismen, Lärm, Erschütterungen, Gerüche oder Staubaufwirbelungen) entstehen können.

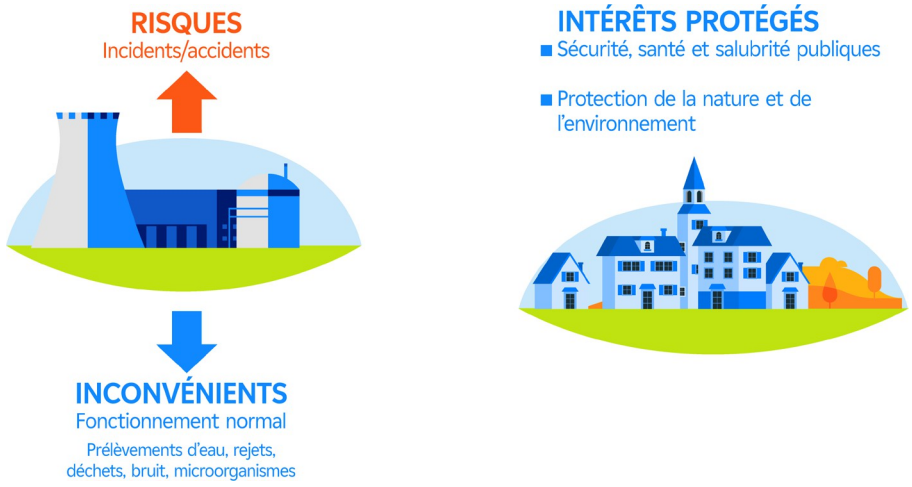


Abbildung 1.Der Schutz der Interessen vor Risiken und Nachteilen

Eine regelmäßige Überprüfung in zwei sich ergänzenden Phasen

Der französische Kernkraftwerkspark besteht aus mehreren serienmäßig gebauten Druckwasserreaktoren (REP), die sich hauptsächlich durch ihre elektrische Leistung pro Einheit unterscheiden. Seit der Einführung der regelmäßigen Überprüfungen zu Beginn des Betriebs des französischen Kernkraftwerkparks nutzt EDF die Standardisierung seiner Reaktoren nach Leistungsklassen (900-MWe-, 1300-MWe- und 1450-MWe-Klassen), um diese Überprüfungen in zwei sich ergänzenden Phasen durchzuführen. Die erste, sogenannte generische Phase, befasst sich mit Themen, die allen ähnlichen Reaktoren einer Leistungsstufe gemeinsam sind. Die zweite Phase berücksichtigt die Besonderheiten jeder einzelnen Anlage.

Für die 4. periodische Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren (RP4 900) begann die generische Phase Ende 2013 mit der Erstellung des Leitfadens zur Überprüfung (Dossier d'Orientations du Réexamen, DOR) durch EDF; darin werden die im Rahmen der Überprüfung behandelten Themen sowie die von EDF festgelegten Ziele beschrieben. Die Prüfung des DOR wurde von der Behörde für nukleare Sicherheit (seit 2025 ASNR, www.asnr.fr) durchgeführt, die ihre Ständigen Expertengruppen (GPE)[5] konsultierte. Dieser Teil „Leitlinien" der generischen Phase der periodischen Überprüfung wurde im April 2016 mit einer Stellungnahme der ASN zu den generischen Leitlinien der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren abgeschlossen, verbunden mit Anforderungen an den Betreiber EDF[6] .

Für die 4. periodische Überprüfung der 900-MWe-Kernkraftwerke (RP4 900) hat EDF als allgemeine Leitlinie festgelegt, die Ziele der nuklearen Sicherheit der Reaktoren der neuesten Generation anzustreben, wobei der EPR-Flamanville 3 als Referenzreaktor von EDF dient. Diese Leitlinie wurde von der ASN bestätigt.

Darauf folgte eine Phase, in der EDF allgemeine Studien zu den ausgewählten Themen durchführte und den Bedarf an Maßnahmen ermittelte, die zur Erreichung der Ziele umgesetzt werden müssen. Diese Phase wurde 2018 mit dem Antwortschreiben zu den Zielen (NRO) abgeschlossen, in dem die Maßnahmen dargelegt sind, die EDF umsetzen will, um die Ziele der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren sowie die von der ASNR zum Zeitpunkt der Festlegung der Leitlinien formulierten Anforderungen zu erfüllen.

*Auf Initiative des Hohen Ausschusses für Transparenz und Information zur nuklearen Sicherheit (HCTISN, www.hctisn.fr) wurde **eine öffentliche Konsultation zur generischen Phase der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren** organisiert. Sie fand vom 6. September 2018 bis zum 31. März 2019 statt und hatte zum Ziel, die Öffentlichkeit zu informieren und ihre Meinung zu den von EDF vorgeschlagenen Maßnahmen einzuholen. Die Website https://concertation.suretenucleaire.fr bleibt weiterhin zugänglich, um den Zugriff auf die Archive der Treffen und des Austauschs im Rahmen der Konsultation zu ermöglichen. Im Anschluss an diese Konsultation hat EDF gemäß den Empfehlungen des HCTISN die Lehren aus dieser öffentlichen Konsultation gezogen und diese veröffentlicht[7] .*

[5] Zur Vorbereitung ihrer wichtigsten Entscheidungen in Bezug auf Fragen der nuklearen Sicherheit, des Strahlenschutzes und des Umweltschutzes stützt sich die ASNR auf die Stellungnahmen und Empfehlungen der Ständigen Expertengruppen.

[6] ASN – Allgemeine Leitlinien des RP4 900 – CODEP-DCN-2016-007286 vom 20. April 2016.

[7] Anlage Nr. 4 der Unterlagen zur öffentlichen Anhörung

Die allgemeine Phase wurde am 23. Februar 2021 mit der Veröffentlichung der Stellungnahme der ASN abgeschlossen, die allgemeine Auflagen[8] enthielt, zu denen zuvor eine öffentliche Anhörung stattgefunden hatte.

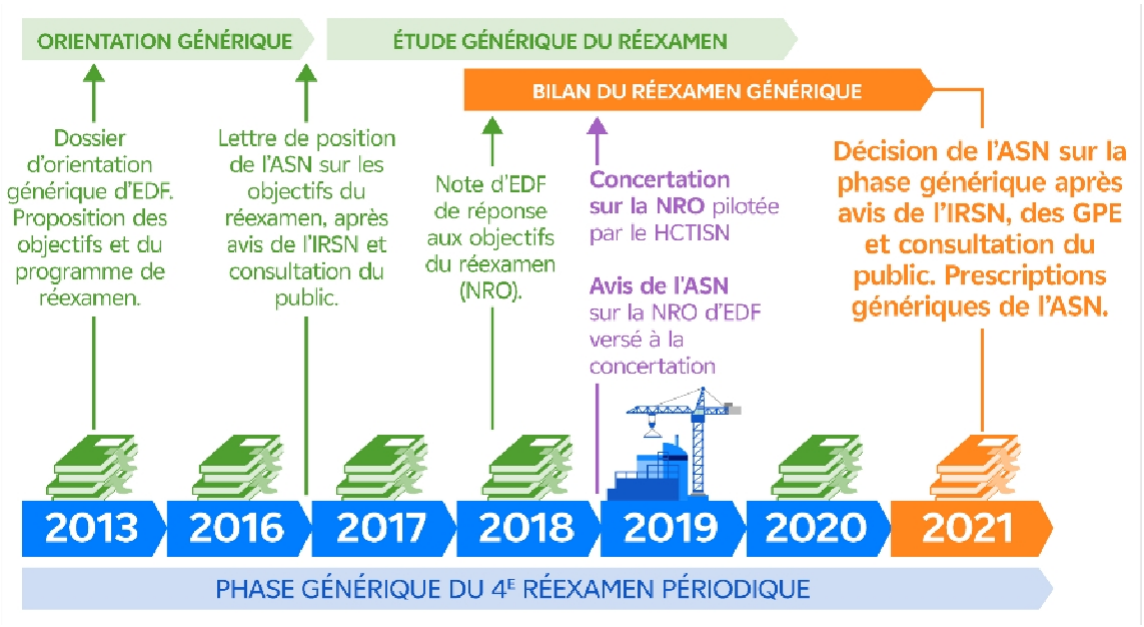


Abbildung 2. Zeitleiste der generischen Phase der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren

[8] ASN – Allgemeine Phase der RP4 900 – Untersuchungsbericht – CODEP-DCN-2021-007968 vom März 2021.
ASN – Beschluss Nr. 2021-DC-0706 der ASN vom 23. Februar 2021 zur Festlegung der für EDF geltenden Auflagen für 900-MWe-Reaktoren unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase ihrer 4. periodischen Überprüfung. https://www.asn.fr/l-asn-informe/actualites/la-poursuite-de-fonctionnement-des-reacteurs-de-900-mwe-au-dela-de-40-ans
ASN – Schreiben an EDF – Stellungnahme der ASN zur generischen Phase der RP4 900 – CODEP-DCN-2021-009580 vom 23. Februar 2021.

Die regelmäßige Überprüfung des Reaktors Blayais 4

Diese vierte regelmäßige Überprüfung erfolgt in zwei sich ergänzenden Phasen: einer generischen Phase, die für alle Reaktoren der 900-MWe-Klasse gilt, und einer spezifischen Phase für den Reaktor Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais. Im Anschluss an die allgemeine Phase folgen über einen Zeitraum von etwa zehn Jahren (von 2019 bis 2031) die Überprüfungen jedes einzelnen der 32 Reaktoren der 900-MWe-Kernkraftwerke. Ein Überprüfungsbericht (RCR) wird von EDF an den für die nukleare Sicherheit zuständigen Minister und an die ASNR übermittelt. Dieser wird nach der zehnjährigen Reaktorinspektion erstellt, bei der Umbauten sowie Kontroll- und Wartungsarbeiten durchgeführt werden. Während dieser Abschaltung werden die zehnjährigen Prüfungen durchgeführt, wie beispielsweise die Inspektion des Reaktordruckbehälters, die hydraulische Prüfung der Kreisläufe zur Überprüfung ihrer Dichtheit sowie die Prüfung der Reaktorgebäudemantel zur Überprüfung seines einwandfreien mechanischen Verhaltens und seiner Einschlussfähigkeiten. Die folgende Zeitleiste zeigt die wichtigsten Etappen der 4. periodischen Überprüfung von Blayais 4.

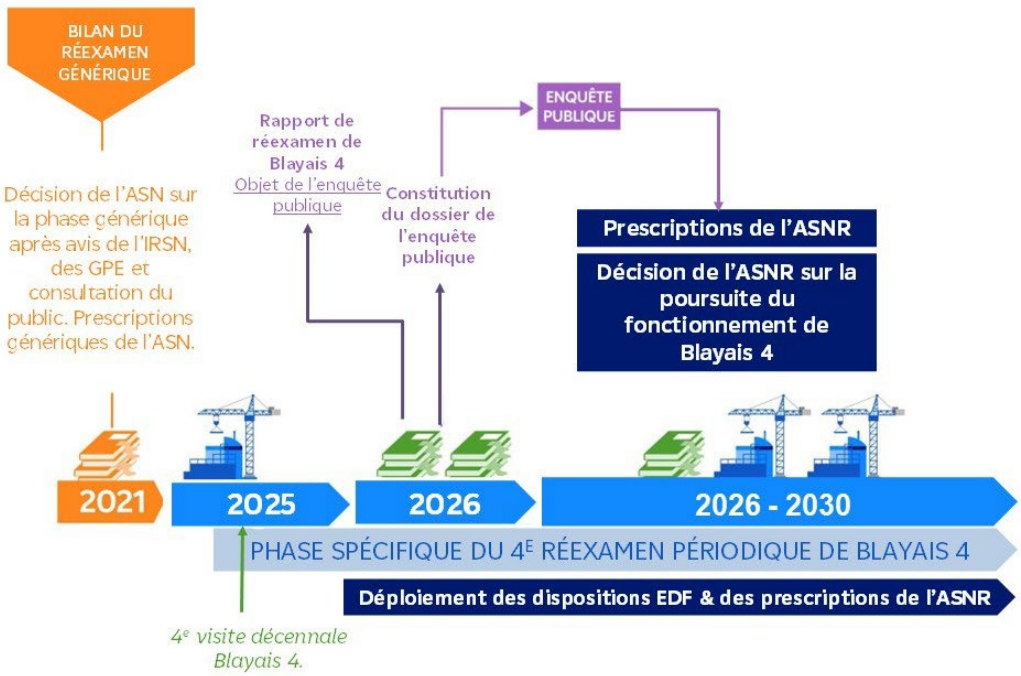
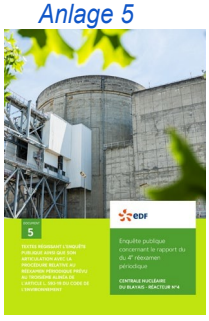


Abbildung 3. Zeitleiste der spezifischen Phase der 4. periodischen Überprüfung des Reaktors Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais.

Die öffentliche Anhörung zum Bericht über die 4. Überprüfung von Blayais 4

Die zehnjährige Inspektion von Blayais 4 fand vom 4. April bis zum 22. Oktober 2025 statt. Der Abschlussbericht der 4. periodischen Überprüfung wurde am 30. März 2026 von EDF an den für die nukleare Sicherheit zuständigen Minister und an die ASN übermittelt.

Die Unterlagen zur öffentlichen Anhörung im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung von Blayais 4 umfassen folgende Dokumente:

Anlage 1	Anlage 2	Anlage 3	Anlage 3bis	Anlage 4	Anlage 5
					
Einleitende Anmerkung: Das vorliegende Dokument	Bericht zur 4. regelmäßigen Überprüfung von Blayais 4, **Gegenstand des öffentlichen Anhörungsverfahrens**	Beschreibung der vom Betreiber im Anschluss an die regelmäßige Überprüfung vorgeschlagenen Maßnahmen	Dokument zu den mit dem Betrieb des Reaktors verbundenen Umweltauswirkungen für die nächsten zehn Jahre	Zusammenfassung der Konsultationsmaßnahmen, die für den allgemeinen Teil der 4. periodischen Überprüfung der Reaktoren mit einer Leistung von 900 MWe	Liste der Rechtsvorschriften zur öffentlichen Anhörung sowie deren Verknüpfung mit dem Verfahren zur regelmäßigen Überprüfung gemäß Artikel L. 593-19 des Umweltgesetzbuchs

Dieses Dokument (Anlage 1) stellt die wichtigsten Maßnahmen dar, die EDF am Reaktor Blayais 4 seit der 3. Überprüfung ergriffen hat, um den Schutz der Interessen zu verbessern, darunter insbesondere diejenigen, die während der 4. zehnjährigen Überprüfung umgesetzt wurden. Sie sind mit dem Piktogramm „Umgesetzt“ gekennzeichnet.



Es werden außerdem die wichtigsten von EDF im Anschluss an die 4. Überprüfung vorgeschlagenen Maßnahmen vorgestellt. Diese sind mit dem Piktogramm „Vorgeschlagen“ gekennzeichnet.



Nach Abschluss des öffentlichen Anhörungsverfahrens berücksichtigt die Behörde für nukleare Sicherheit und Strahlenschutz die Ergebnisse des öffentlichen Anhörungsverfahrens bei ihrer Analyse des Überprüfungsberichts zu Blayais 4 und bei den von ihr erlassenen Auflagen.



2. La centrale nucléaire EDF du Blayais

EDF-Kernkraftwerk Blayais, Gironde
© Copyright EDF – Air Marine

Das Kernkraftwerk Blayai befindet sich auf halbem Weg zwischen Bordeaux und Royan in der Gemeinde Braud-et-Saint-Louis. Es liegt inmitten eines 6.000 Hektar großen Sumpfgebiets und erstreckt sich über eine Fläche von 78 Hektar am rechten Ufer der Gironde.

Das Kernkraftwerk Blayais umfasst vier Druckwasserreaktoren (DWR) mit einer elektrischen Leistung von jeweils 900 MWe, die im offenen Kreislauf mit Wasser aus der Gironde-Mündung gekühlt werden. Die Inbetriebnahme der vier Blöcke erfolgte zwischen 1981 und 1983.

Im Jahr 2025 erzeugte das Kernkraftwerk Blayais fast 23 Milliarden Kilowattstunden CO_2-armen Strom, was 50 % des jährlichen Stromverbrauchs der Region Nouvelle-Aquitaine entspricht.

EDF hat die Fortführung des Betriebs seiner Reaktoren über 40 Jahre hinaus in das Investitionsprogramm „Grand Carénage“ aufgenommen. Dieses von 2020 bis 2029 laufende Industrieprogramm umfasst den Austausch bestimmter Komponenten sowie zahlreiche Wartungsmaßnahmen, um das Sicherheitsniveau der Reaktoren der neuesten Generation zu erreichen.

Im Kernkraftwerk Blayais sieht das Programm „Grand Carénage“ insbesondere die Durchführung der vierten zehnjährigen Reaktorinspektionen vor, die inzwischen alle abgeschlossen sind.

Das Kernkraftwerk Blayais ist der zweitgrößte industrielle Arbeitgeber in der Gironde. Im Durchschnitt arbeiten dort täglich 1.500 EDF-Mitarbeiter und 900 Mitarbeiter von Partnerunternehmen, um die Versorgung mit CO_2-freiem, sicherem und wettbewerbsfähigem Strom zu gewährleisten.

Das Kernkraftwerk Blayais trägt zur wirtschaftlichen Entwicklung seiner Region bei und leistet Unterstützung durch seine Beschaffungspolitik, die Auswahl seiner Industriepartner sowie den Aufbau von Partnerschaften und die Abführung von Steuern und Abgaben.

Das Kernkraftwerk Blayais engagiert sich zudem stark für die Förderung seiner Berufsbilder, die Ausbildung und den Zugang zum Arbeitsmarkt in Zusammenarbeit mit den Akteuren und Partnern der Region. Im Jahr 2025 freute sich das Kernkraftwerk Blayais, 64 neue Mitarbeiter einzustellen und 100 duale Auszubildende sowie 155 Praktikanten aufzunehmen, die eine Ausbildung in den Berufen der Kernenergie absolvierten.

Das Kernkraftwerk Blayais hat ein offenes Ohr für das Geschehen in der Region und unterstützt zahlreiche Initiativen und Vereine aus den Bereichen Lokales, Sport, Kultur, Umwelt und Solidarität.

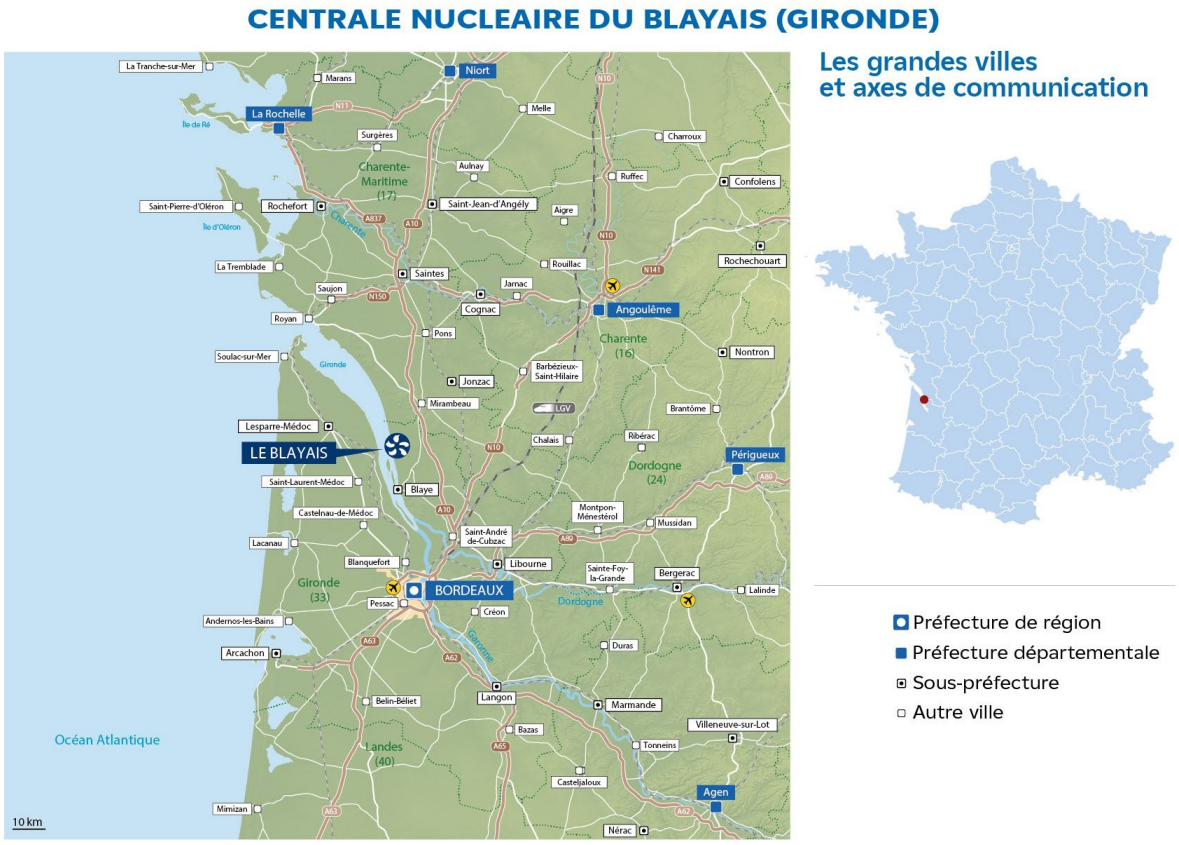


Abbildung 4. Lageplan des Kernkraftwerks Blayais



3. Les réacteurs électronucléaires : fonctionnement et sûreté[9]

EDF-Kernkraftwerk Blayais, Gironde
© Copyright EDF – Yohan Espiaube

3.1. Funktionsweise eines Kernkraftwerks Kernkraftwerk

Der Betrieb eines Kernkraftwerks vom Typ Druckwasserreaktor (DWR), wie das in Le Blayais, basiert auf drei voneinander unabhängigen und dicht abgeschlossenen Wasserkreisläufen, die den Wärmeaustausch gewährleisten und dabei jeglichen Austritt radioaktiver Stoffe nach außen verhindern:

1. **Der Primärkreislauf**: Im Reaktor entsteht durch die Spaltung von Uranatomen eine große Menge an Wärme, die das um die Brennelemente zirkulierende Wasser auf 320 °C erhitzt. Das Wasser des Primärkreislaufs wird unter Druck gehalten, um ein Sieden zu verhindern. Es gibt seine Wärme an das Wasser eines zweiten geschlossenen Kreislaufs ab.
2. **Der Sekundärkreislauf**: Der Wärmeaustausch zwischen dem Wasser des Primärkreislaufs und dem Wasser des Sekundärkreislaufs erfolgt über Dampferzeuger. Das Wasser des Sekundärkreislaufs verwandelt sich dabei in Dampf. Der Druck dieses Dampfes treibt eine Turbine an, die wiederum einen Generator antreibt. Ein Transformator erhöht die Spannung des vom Generator erzeugten Stroms, damit dieser leichter über große Entfernungen in Hochspannungsleitungen transportiert werden kann.
3. **Der Kühlkreislauf:** Am Ausgang der Turbine wird der Dampf des Sekundärkreislaufs mithilfe eines Kondensators, durch den kaltes Wasser zirkuliert, das

[9] Dieser Abschnitt behandelt Grundlagen zur Funktionsweise von Kraftwerken und zur nuklearen Sicherheit, um ein besseres Verständnis der in den Teilen 4 bis 6 dieses Dokuments sowie in den anderen Unterlagen des Dossiers dargestellten Bestimmungen zu ermöglichen.

aus dem Meer, aus einer Flussmündung (wie es beim Kernkraftwerk Le Blayais der Fall ist) oder aus einem Fluss entnommen wird.

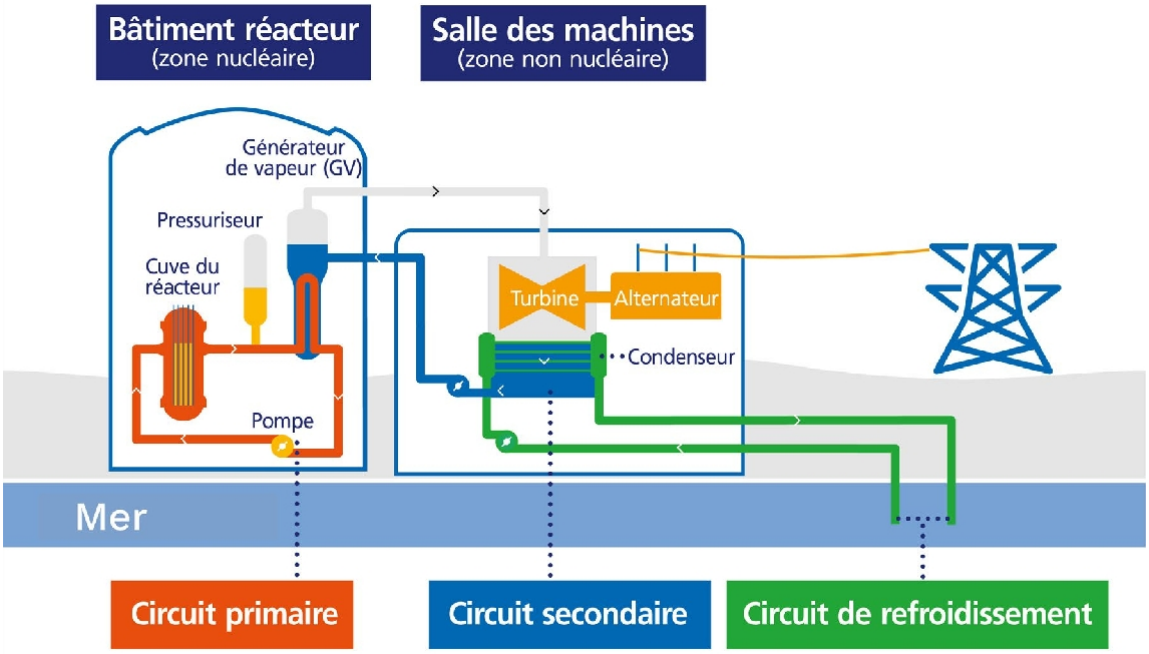


Abbildung 5. Prinzipskizze der Funktionsweise eines Kernkraftwerks ohne Luftkühlung

3.2. Die Grundlagen der Sicherheit

3.2.1. Die drei Sicherheitsbarrieren

In einem Kernkraftwerk besteht ein allgemeines Ziel der nuklearen Sicherheit darin, einen wirksamen Schutz aufzubauen und aufrechtzuerhalten, um Unfälle zu verhindern und deren Auswirkungen auf Mensch und Umwelt zu begrenzen.

Die zu diesem Zweck getroffenen Auslegungs- und Betriebsmaßnahmen beziehen sich auf die Prävention, um das Auftreten einer Störsituation zu verhindern, sowie auf den Schutz, um die Folgen eines möglichen Unfalls zu begrenzen.

So tragen drei physikalische, widerstandsfähige, dichte und voneinander unabhängige Barrieren zur Eindämmung der Radioaktivität bei:

- die Hülle der Brennstäbe,
- die Hülle des Primärkreislaufs,
- der Sicherheitsbehälter.

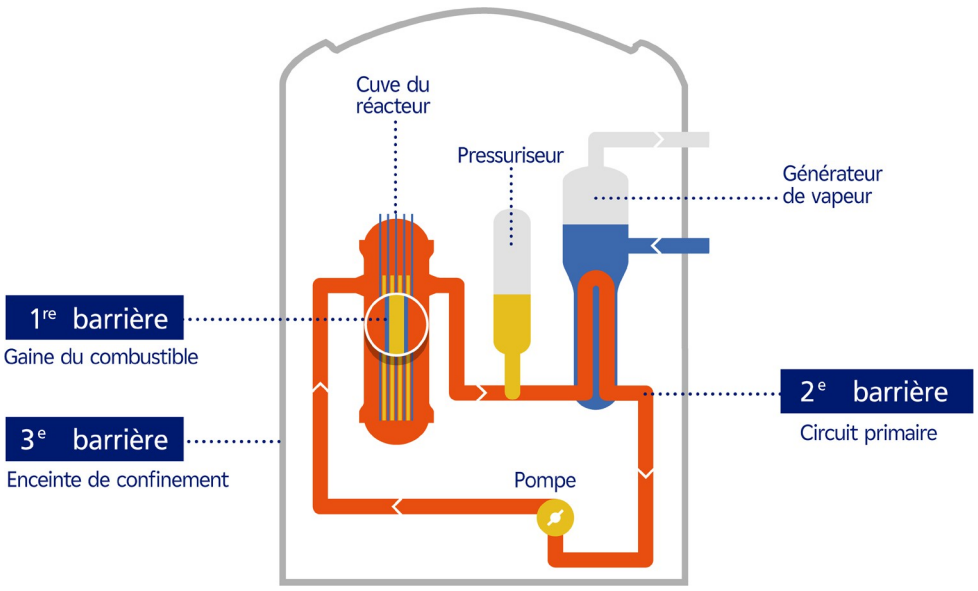


Abbildung 6. Schematische Darstellung der drei Sicherheitsbarrieren

3.2.2. *Die drei Sicherheitsfunktionen*

Um eine Beeinträchtigung der Sicherheitsbarrieren zu vermeiden und die radiologischen Folgen einer möglichen Beschädigung zu begrenzen, werden bei der Auslegung spezielle Anlagen und Systeme vorgesehen und im Betrieb eingesetzt: Sie gewährleisten die drei „Sicherheitsfunktionen".

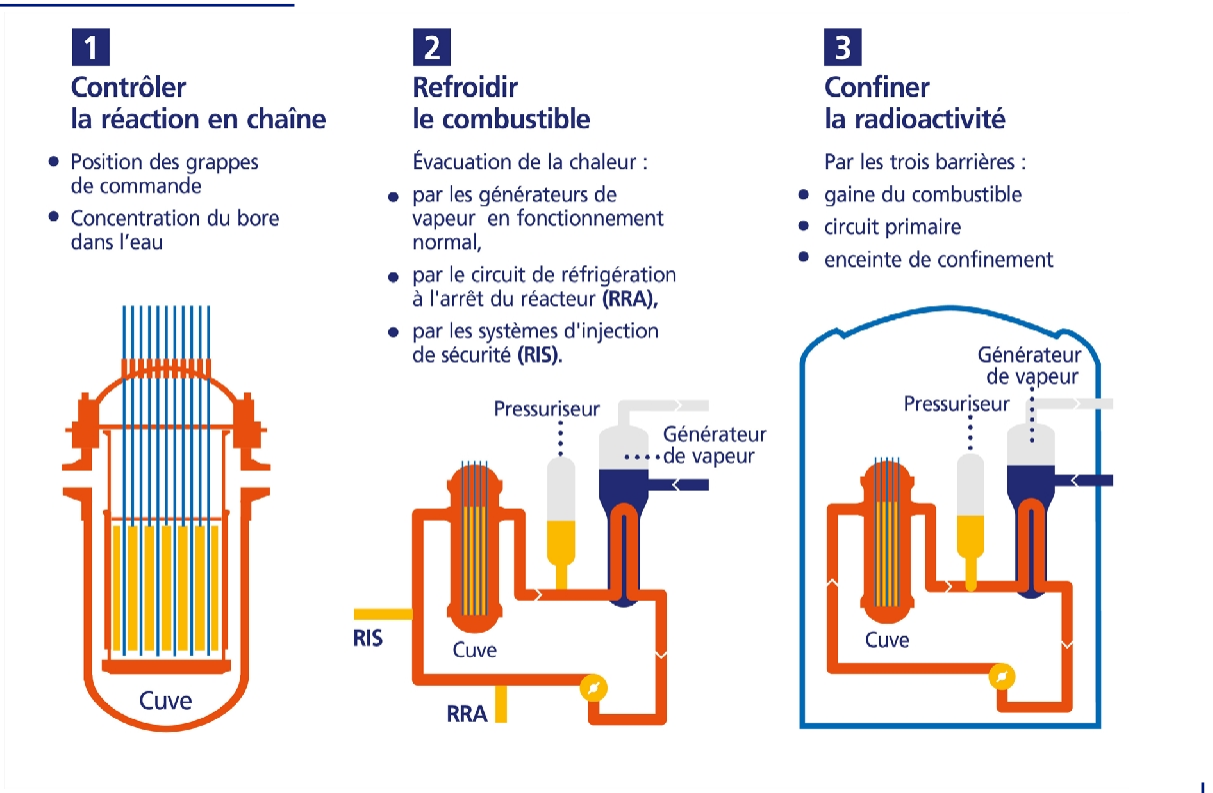


Abbildung 7. Schematische Darstellung der drei Sicherheitsfunktionen

Der „sichere" Zustand eines Reaktors ist durch die Gewährleistung der drei Sicherheitsfunktionen gekennzeichnet:

- Kontrolle der Kernkettenreaktion im Reaktor,
- Kühlung des Brennstoffs,
- Eindämmung der Radioaktivität,

sowie die einwandfreie Funktion der Systeme, die zur Aufrechterhaltung dieser Bedingungen erforderlich sind.

3.2.3. *Das Prinzip der mehrschichtigen Sicherheit*

Die nukleare Sicherheit basiert auf dem Konzept der mehrschichtigen Sicherheit, bei dem aufeinanderfolgende Sicherheitsstufen zum Einsatz kommen, die ausreichend unabhängig voneinander sind, um menschliche, technische und organisatorische Fehler abzufangen.

Bei der Auslegung und im Betrieb gliedert sich die mehrstufige Sicherheit in fünf Ebenen, die darauf abzielen:

1. **Vorfälle zu verhindern.** Diese erste Stufe basiert auf einer robusten Auslegung und der Qualität der Fertigung. Die Betriebsorganisation gewährleistet, dass die Anlage innerhalb der Grenzen des Normalbetriebs gehalten wird. Auf technischer Ebene sorgen Automatismen und Regelsysteme dafür, dass die Anlage innerhalb dieser Grenzen bleibt.
2. **Störungen erkennen,** Maßnahmen ergreifen, um zu verhindern, dass diese zu einem Unfall führen, und den Normalbetrieb wiederherstellen oder, falls dies nicht möglich ist, die Anlage in einen sicheren Zustand versetzen und diesen aufrechterhalten.

   Diese zweite Stufe dient insbesondere dazu, die Integrität der Brennstoffhülle (die erste Barriere) und des Primärkreislaufs (die zweite Barriere) durch die Umsetzung von Schutzmaßnahmen und -systemen zur Steuerung der Sicherheitsfunktionen zu gewährleisten: automatische Abschaltung des Reaktors, zusätzliche Wasserzufuhr zur Kühlung des Reaktors...
3. Unvermeidbare **Unfälle unter Kontrolle zu bringen**, deren Verschlimmerung zu begrenzen und die Anlage wieder in einen sicheren Zustand zu versetzen und dort zu halten.

   Diese dritte Stufe stützt sich auf die Sicherheitssysteme (Sicherheitsinjektionssystem des Primärkreislaufs, Sprühsystem für den Reaktorbehälter, Notstromversorgung der Dampferzeuger) sowie auf die Unfallbetriebsverfahren und die Nationale Krisenorganisation.
4. **Bewältigung schwerer Unfallsituationen mit Kernschmelze,** die nicht unter Kontrolle gebracht werden konnten, um die Folgen für Mensch und Umwelt zu begrenzen.

   Diese vierte Stufe zielt darauf ab, die Integrität des Sicherheitsbehälters, der dritten Barriere, zu bewahren. Um dieses Ziel zu erreichen, stützt sich die Bewältigung von Unfällen mit Kernschmelze auf technische Vorkehrungen: passive Rekombinatoren zur Beseitigung der Explosionsgefahr durch Wasserstoff, der bei der Schmelze von Brennstoffhüllen entsteht, mobile Einrichtungen wie Pumpen mit eigener Stromversorgung, oder auch die letzte Filterstufe für radioaktive Ableitungen, die beim Öffnen des Sicherheitsbehälters zum Einsatz kommt, sowie auf die „Force d'Action Rapide du Nucléaire" (FARN), die aus den Erfahrungen nach dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima Daiichi hervorgegangen ist.

   Ebenfalls zu den Stufen 3 und 4 gehören die sogenannten **„Hard Core**"-Anlagen (*siehe Einzelheiten zu den Änderungen in* § 4.2.1), wie beispielsweise die Vorrichtung zur Stabilisierung des Coriums oder eine zusätzliche Stromversorgung.

Der „harte Kern" (ND) *ist eine Gesamtheit aus ortsfesten und robusten materiellen Mitteln, ergänzt durch mobile Mittel, die darauf abzielen, massive radioaktive Freisetzungen und dauerhafte Auswirkungen auf die Umwelt in Extremsituationen infolge einer extremen externen Naturkatastrophe zu verhindern. Dabei handelt es sich hauptsächlich um Erdbeben, externe Überschwemmungen und damit verbundene Phänomene (Blitzschlag, Hagel, starke Winde, heftige Regenfälle) sowie um Tornados.*

5. **Schutz der Bevölkerung.** Diese[5] Stufe der mehrschichtigen Sicherheit fällt in den Zuständigkeitsbereich der Behörden und entspricht der Umsetzung des Sonder-Einsatzplans (PPI) (Schutzsuche, Einnahme von Jodtabletten, Evakuierungen usw.).

3.3. Sicherheit vor Ort

Die Grundlagen der nuklearen Sicherheit werden vor Ort durch die Umsetzung von Maßnahmen umgesetzt, die bereits bei der Auslegung vorgesehen und im Laufe des Betriebs ergänzt wurden, insbesondere im Rahmen der regelmäßigen Überprüfungen unter Berücksichtigung der Erkenntnisse aus den Erfahrungen mit Kernkraftwerken in Frankreich und im Ausland sowie des Wissensfortschritts.

Für die 4 Überprüfung der 900-MWe-Kraftwerke werden daher Maßnahmen zur Verbesserung der Sicherheit umgesetzt und geplant, um den Erkenntnissen aus dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima Daiichi Rechnung zu tragen und ganz allgemein extreme Unfallsituationen zu antizipieren und zu bewältigen, damit massive radioaktive Freisetzungen und dauerhafte Auswirkungen auf die Umwelt vermieden werden (*vgl.* § 3.3.1).

Zur Veranschaulichung werden in den Abschnitten 3.3.2, 3.3.3 und 3.3.4 die Belastungszustände der wichtigsten Sicherheitsvorrichtungen im Reaktorgebäude und im Brennelementgebäude unter normalen Betriebsbedingungen, bei Störfällen oder Unfällen sowie im Falle extremer äußerer Einwirkungen dargestellt.

3.3.1. Lehren aus dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima Daiichi

Nach dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima Daiichi im März 2011 in Japan hat EDF eine Reihe von Maßnahmen geprüft, um seine Anlagen so zu verstärken, dass sie natürlichen Einwirkungen standhalten können, deren Ausmaß weit über die Auslegungsannahmen der Reaktoren hinausgeht. Diese Maßnahmen gliedern sich wie folgt:

› eine reaktive Phase von 2012 bis 2015, in der EDF Folgendes einsetzte:

- die „Force d'Action Rapide du Nucléaire" (FARN), bestehend aus 300 geschulten EDF-Mitarbeitern, die bereit sind, an jedem französischen Kernkraftwerksstandort, an dem dies erforderlich ist, spätestens 24 Stunden nach Beginn des Unfalls einzugreifen, 

- ortsfeste und mobile Ausrüstung mit standardisierten Anschlussstellen („Feuerwehranschluss"), um die Anlagen im Falle eines vollständigen Ausfalls der Notkühlsysteme mit Wasser zu versorgen, 

- einen Notfallplan zur Bewältigung einer Unfallsituation, von der mehrere Reaktoren betroffen sind. 

› eine Phase zur Einrichtung „dauerhafter Vorkehrungen" für die Wasser- und Stromversorgung, insbesondere mit:

- an jedem Reaktor eine zusätzliche Notstromquelle: das Diesel-Notstromsystem (DUS), 

- eine diversifizierte Wasserversorgung (SEG) durch die Nutzung bestehender Wasserreserven mit großer Kapazität, 

- eine Verstärkung der Reaktorleitungsteams (+ 250 Personen in ganz Frankreich), die für den Umgang mit unerwarteten Ereignissen geschult sind. 



Abbildung 8. Foto von zwei Notstromdieselaggregaten (DUS) mit einer Leistung von 3 MWe

Dank dieser Vorkehrungen kann der im Reaktorgebäude befindliche oder im Lagerbecken des Brennstoffgebäudes (BK) gelagerte Brennstoff im Falle eines vollständigen Ausfalls der Stromversorgung oder der Kühlquelle drei Tage lang ohne externe Unterstützung weitergekühlt werden. Diese Autonomie ermöglicht es der Nationalen Krisenorganisation, zu der auch die FARN gehört, die notwendigen Nachschubmaßnahmen über den gesamten Zeitraum bis zur Wiederherstellung der Anlagen sicherzustellen.

Im Rahmen der Fortführung des Betriebs über 40 Jahre hinaus ergreift EDF eine Reihe von technischen und organisatorischen Maßnahmen, die darauf abzielen, einen Unfall mit Kernschmelze zu verhindern und massive radioaktive Freisetzungen sowie dauerhafte Auswirkungen auf die Umwelt in Extremsituationen – den sogenannten „Hard-Core"-Situationen – zu vermeiden, die insbesondere auf eine extreme natürliche Einwirkung von außen zurückzuführen sind. Das „Noyau Dur"-Konzept wird im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung und deren Folgemaßnahmen umgesetzt.

3.3.2. *Sicherheit im Reaktorgebäude*

Im Normalbetrieb ist die Kühlung des Brennstoffs eine Sicherheitsfunktion, die unter allen Umständen aufrechterhalten werden muss, um die Integrität der ersten Sicherheitsbarriere zu gewährleisten:

- Bei laufendem Reaktor wird die Energie in Form der von den Brennelementen abgegebenen Wärme über die Dampferzeuger (GV) an die Turbine und anschließend über einen Generator an das Stromnetz weitergeleitet. Am Ausgang der Turbine wird der Dampf des Sekundärkreislaufs mithilfe eines durch die Gironde-Mündung gekühlten Kondensators wieder in Wasser umgewandelt, um den Kreislauf in Richtung der Dampferzeuger fortzusetzen,
- Wenn der Reaktor abgeschaltet wird, beträgt die vom Reaktorkern erzeugte thermische Restleistung einige Prozent der Nennleistung und nimmt mit der Zeit ab. Die von den Brennelementen erzeugte Restwärme wird über den Kühlkreislauf des abgeschalteten Reaktors (RRA) abgeführt, der seinerseits durch die „Kaltquelle “ (Gironde-Mündung) *über* den Zwischenkühlkreislauf (RRI) und den Not-Rohwasserkreislauf (SEC) abgeführt, die aufeinanderfolgende Barrieren gegenüber dem Wasser der Mündung bilden.

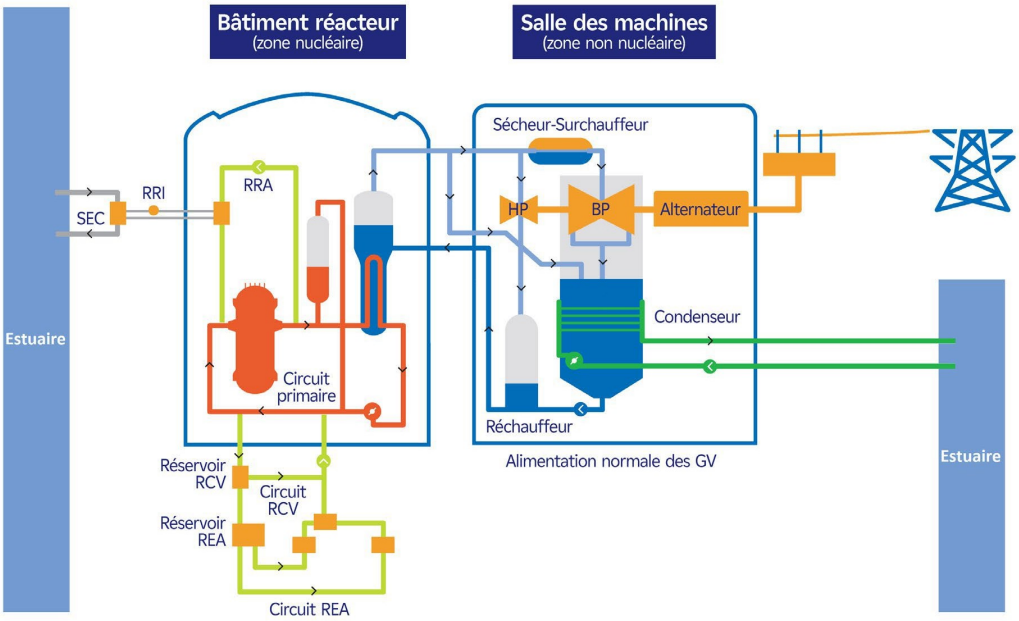


Abbildung 9. Schematische Darstellung eines Reaktors im Normalbetrieb: die wichtigsten Hilfskreisläufe

Im Störfall erfolgt die Kühlung des Brennstoffs durch:

- die Dampferzeuger (GV) und anschließend durch den Reaktorkühlkreislauf im Stillstand (RRA), während der Primärkreislauf abkühlt und druckentlastet wird,
- und im Falle eines Bruchs im Primärkreislauf greift das Sicherheitsinjektionssystem (RIS) ein, um den Wasserverlust auszugleichen und die Kühlung des Reaktorkerns fortzusetzen. Das Sprühsystem des Sicherheitsbehälters (EAS) dient dazu, den durch die Verdampfung des Wassers aus dem Primärkreislauf im Inneren des Sicherheitsbehälters (BR) verursachten Druck zu reduzieren.

In einer Situation extremer natürlicher äußerer Einwirkungen, der sogenannten „Hard-Core"-Situation, kann es in der Anlage zu Betriebsausfällen bestimmter Anlagen kommen, beispielsweise im Zusammenhang mit den Stromquellen und/oder den Kühlsystemen, die an die Kältequelle (Mündung der Gironde) angeschlossen sind.

In diesem Fall übernehmen die Anlagen des „harten Kerns", die für die Folgen solcher Extremsituationen qualifiziert und robust ausgelegt sind, weiterhin die Sicherheitsfunktionen.

In diesen Extremsituationen ist ein Teil der Notstromversorgung der Dampferzeuger für „Hard-Core"-Situationen qualifiziert, um die Funktion der **Sekundärkühlung des „Hard-Core" (ASG-ND)** sicherzustellen**.** Letztere wird elektrisch vom **Notstromdiesel (DUS)** gespeist und ist mit der **diversifizierten Wasserquelle (SEG)** verbunden, die dann die Rolle einer Ersatzkältequelle übernimmt.

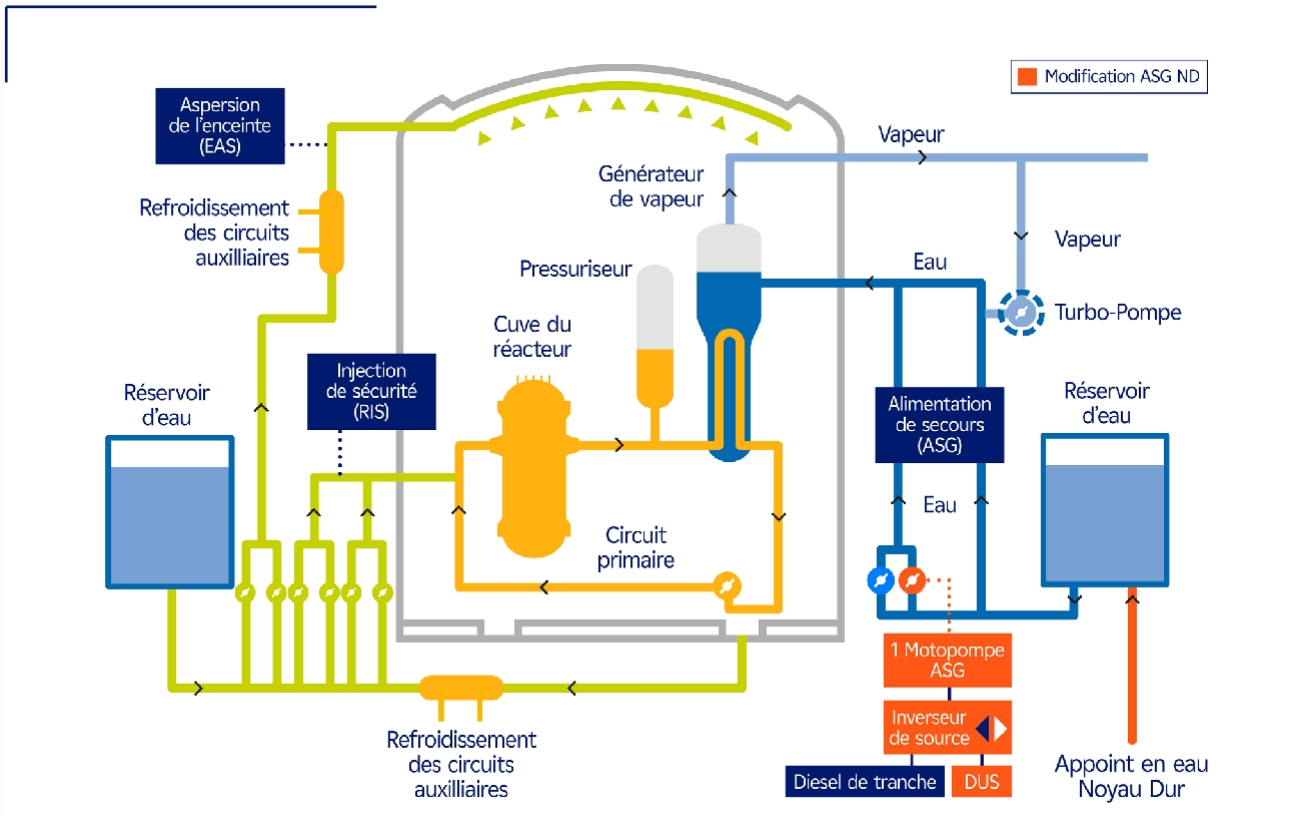


Abbildung 10. Schematische Darstellung der Integration der ASG-ND-Modifikation

3.3.3. Sicherheit im Brennelementgebäude

Das Lagerbecken des Brennelementgebäudes (BK) nimmt neue Brennelemente vor deren Einladung in den Reaktor sowie bereits verwendete Brennelemente auf, die auf ihre Entnahme oder eine erneute Beladung warten.

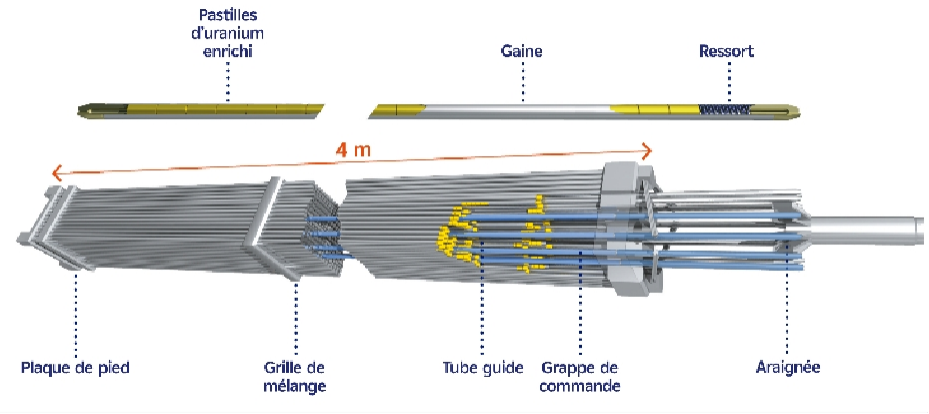


Abbildung 11. Schematische Darstellung eines Brennelements



Abbildung 12. Foto eines Brennelement-Lagerbeckens im Brennelementgebäude

Im Normalbetrieb:

- Die Restwärme der im Lagerbecken gelagerten abgebrannten Brennelemente wird über das Wasserbehandlungs- und -kühlsystem der Lagerbecken (PTR) abgeführt, das über den Zwischenkühlkreislauf (RRI) und den Not-Rohwasserkreislauf (SEC) durch die Kältequelle (Mündung der Gironde) gekühlt wird. Das PTR-System besteht aus zwei getrennten, elektrisch abgesicherten Kreisläufen (Pumpe, Wärmetauscher), die die Temperatur des Beckens ständig unter 50 °C halten.
- Das Lagerbecken des Brennstoffgebäudes (BK) kann über die Transferleitung mit dem Becken des Reaktorgebäudes (BR) verbunden werden, beispielsweise während der Beladung und Entladung des Reaktors. Auf der Seite des Reaktorgebäudes wird die Kühlung durch den Reaktorstillstandskühlkreislauf (RRA) gewährleistet, der seinerseits über die RRI- und SEC-Kreisläufe durch die Kältequelle (Mündung der Gironde) gekühlt wird.

In Stör- oder Unfallsituationen:

- Wenn der gesamte Reaktorbrennstoff in das Lagerbecken des Brennstoffgebäudes entladen wird, kann der Ausfall einer der beiden Pumpen oder eines der beiden Wärmetauscher zu einem Anstieg der Wassertemperatur im Lagerbecken auf über 50 °C führen. In diesem Fall wird die Kühlung aufrechterhalten, ohne dass es zum Sieden kommt;
- Situationen einer unbeabsichtigten Entleerung des Beckens führen zur automatischen Absperrung der Ansaugleitung des Kühlkreislaufs, um die Brennelemente unter Wasser zu halten,
- Bei einem vollständigen Ausfall der Kühlung durch das PTR-System ist eine Nachspeisung des Schwimmbeckens über das Feuerlöschnetz oder das Entmineralisierungssystem möglich, um die Verdunstung auszugleichen. Die Kühlung des Brennstoffs ist ordnungsgemäß gewährleistet, da die Brennelemente auch im Falle eines Siedens des Schwimmbeckenwassers unter Wasser bleiben.

In Situationen extremer äußerer Naturereignisse, den sogenannten „Hard-Core"-Situationen, kann es zu Betriebsausfällen bestimmter Anlagen kommen, die möglicherweise mit einem vollständigen Kühlverlust einhergehen. In diesem Fall übernehmen die für die Folgen solcher Extremsituationen qualifizierten und robusten „Hard-Core"-Anlagen weiterhin die Sicherheitsfunktionen. In diesen Extremsituationen:

- ermöglicht die diversifizierte Wasserquelle (SEG) die Ergänzung der Nachspeisung des BK-Beckens mit Wasser- und Stromressourcen, die unabhängig von den anderen Ressourcen des Blocks sind. Diese Nachspeisung gleicht die Verdunstung aus und gewährleistet die Kühlung der Brennelemente, indem diese unter Wasser gehalten werden,



- Langfristig ermöglicht das zusätzliche Kühlsystem (PTR *bis*) die Rückkehr zu einer Situation, in der das Lagerbecken des Brennstoffgebäudes gekühlt wird und das Sieden gestoppt ist.



3.3.4. *Sicherheit im Falle einer Kernschmelze*

Ein längerer Verlust der Kühlung des Reaktorkerns kann bei fehlendem Wasser im Reaktorbehälter zu Unfällen mit Brennstoffschmelze führen. Tatsächlich könnte der Brennstoff im Reaktorbehälter Temperaturen erreichen, die zum Schmelzen des Metalls führen, aus dem er besteht (Brennstofftabletten und Hüllen), aber auch des umgebenden Metalls (Regelstäbe oder Strukturen), bis hin zu einem möglichen Durchbruch des Behälterbodens.

Die aus diesem Prozess entstehende Metallmasse in Form einer zähflüssigen Flüssigkeit wird als **Corium** bezeichnet.

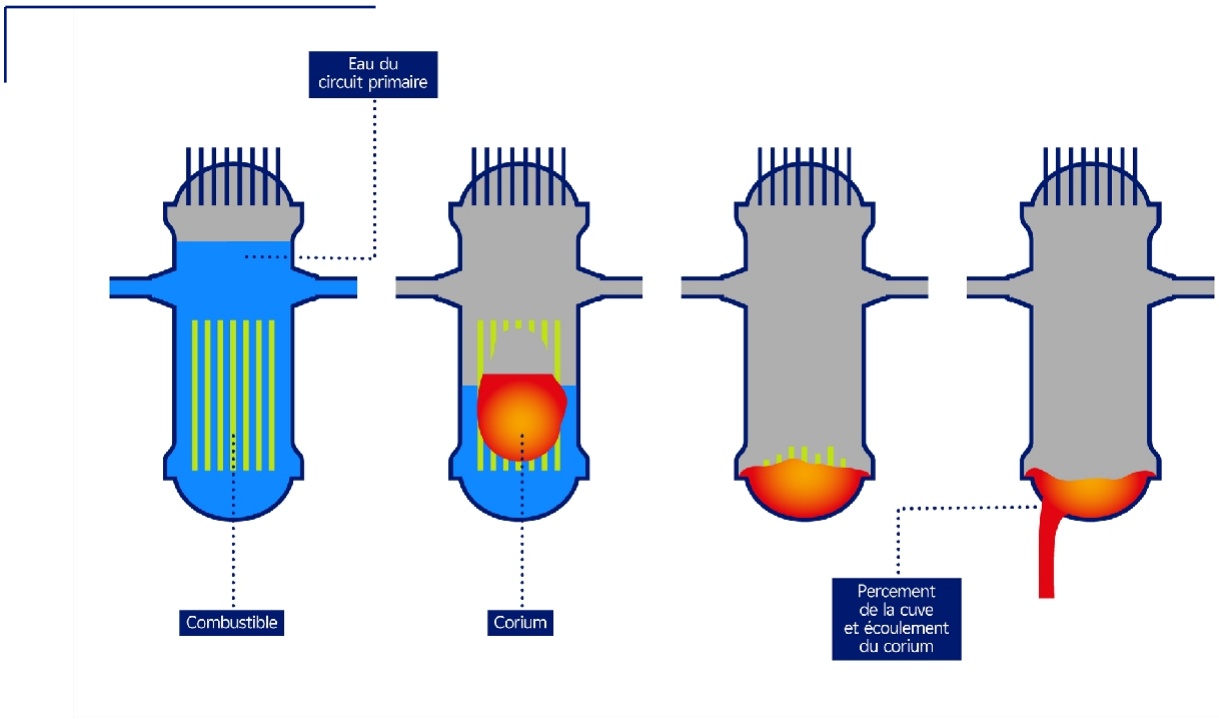


Abbildung 13. Schematische Darstellung des Reaktorschädigungsprozesses bei einem Brennstoffschmelzunfall

In dieser Situation sind die ersten beiden Sicherheitsbarrieren beschädigt, und das Sicherheitsziel besteht nun darin, die Dichtheit der dritten Barriere, des Sicherheitsbehälters, aufrechtzuerhalten, um die Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umwelt zu verhindern.

Die Strategie zur Bewältigung von Unfällen mit Kernschmelze orientiert sich am beim EPR umgesetzten Ansatz. Sie zielt darauf ab, das Corium „trocken“, d. h. ohne Wasser, auf dem Boden des Reaktorgebäudes, der Fundamentplatte, ausbreiten zu lassen. So verteilt bietet es eine große Austauschfläche und kann durch die Zufuhr von boriertem Wasser stabilisiert werden, das es kühlt und schließlich die gesamte ausgebreitete Coriumschicht verfestigt. Diese Strategie zielt darauf ab:

- sicherzustellen, dass die Fundamentplatte des Reaktorgebäudes nicht durchbrochen wird. Denn das Corium führt, wenn es nicht stabilisiert wird, zu einer Erosion der Fundamentplatte,
- den langsamen Druckaufbau im Sicherheitsbehälter zu begrenzen und somit das Öffnen der gefilterten Entlüftungsöffnung des Sicherheitsbehälters zur Druckentlastung auszuschließen,

- die physikalischen Phänomene bei einem Unfall mit Kernschmelze (insbesondere das Risiko einer Wasserstoffverbrennung) unter Kontrolle zu halten. Somit sind die in VD4 für den Reaktor Nr. 4 in Blayais „umgesetzten" Maßnahmen:
  - die Schaffung eines Bereichs zur trockenen Ausbreitung des Coriums innerhalb einer speziellen Auffangzone unterhalb des Reaktorbehälters: der Bereich „Puits de Cuve" und der Kerninstrumentierungsraum (LIC), der sich in dessen Verlängerung befindet, RÉALISÉ
  - die Einrichtung eines passiven Corium-Flutungssystems, bestehend aus einer Vorrichtung mit passiven Klappen, die das zuvor über das EAS-Sprühsystem in die Sammelbecken des Reaktorgebäudes eingespritzte Wasser freigeben, unterstützt durch die beiden Blockdiesel, oder, für Extremsituationen, die neue „Nouau Dur"-Anlage EAS-ND, die durch den Notstromdiesel (DUS) versorgt wird. RÉALISÉ

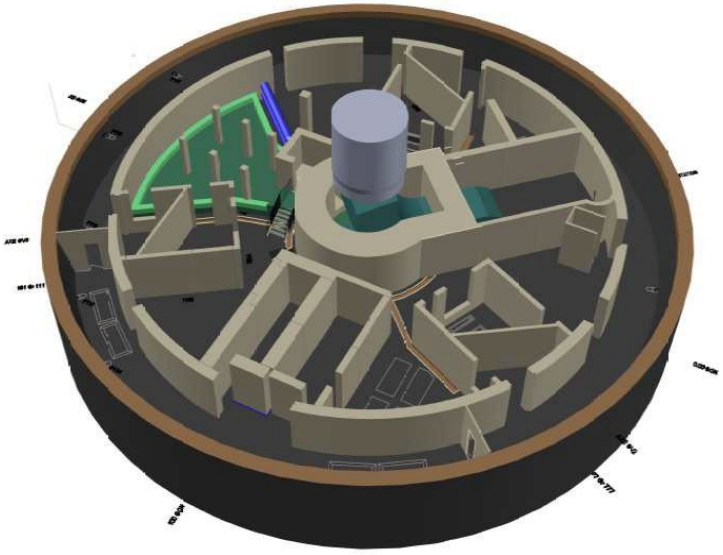


Abbildung 14. Schematische Darstellung der Räume (Reaktorkesselgrube und Kerninstrumentierungsraum), die zur Verteilung des Coriums genutzt werden

Mit diesen Vorkehrungen zeigen die durchgeführten Untersuchungen für den Reaktor Nr. 4 des Kernkraftwerks Blayais, dass die Betonerosion durch das Corium angesichts der Dicke der Fundamentplatte des Reaktorgebäudes begrenzt bleiben wird.



4. Volet « risques » du réexamen de Blayais 4

EDF-Kernkraftwerk Blayais, Gironde
© Copyright EDF – Yohan Espiaube

4.1. Konformität der Anlage

Vor der Umsetzung von Maßnahmen zur Verbesserung der Sicherheit stellt EDF sicher, dass die Anlagen den für sie geltenden Vorschriften entsprechen.

Ergänzend zur Behebung von Abweichungen, die während des Betriebs der Anlage festgestellt wurden, setzt EDF im Rahmen der regelmäßigen Überprüfungen umfangreiche Maßnahmen zur Überprüfung der Konformität der Anlagen ein:

- Konformitätsmanagement,
- Konformitätsprüfung der Blöcke (ECOT),
- Programm für ergänzende Untersuchungen (PIC),
- Programm zur Überprüfung der Systemkonformität,
- Sonderprüfungen.

Diese Maßnahmen führen zu Maßnahmen, die im Rahmen der erneuten Überprüfung umgesetzt werden.

4.1.1. Das Konformitätsmanagement

EDF verfügt über eine Organisation, die es ihr ermöglicht, Abweichungen von den Erwartungen zu erkennen, sei es bei Ausrüstung oder bei Tätigkeiten. Diese werden analysiert, um entsprechend ihrer Bedeutung im Hinblick auf die geschützten Interessen geeignete Maßnahmen zu ergreifen, insbesondere wenn die festgestellte Situation eine Abweichung im Sinne des Erlasses [INB10] darstellt.

Anlässlich der regelmäßigen Überprüfungen erstellt EDF eine Bestandsaufnahme der Abweichungen und überprüft, ob alle Feststellungen und Konformitätsabweichungen vor und während der zehnjährigen Inspektion durch materielle und betriebliche Maßnahmen untersucht und gegebenenfalls behoben wurden. Bei besonderen Schwierigkeiten bei der Behebung einer Abweichung, die Auswirkungen auf die Sicherheit hat, begründet EDF von Fall zu Fall die Akzeptanz der Situation, schlägt bei Bedarf Ausgleichsmaßnahmen vor und verpflichtet sich zu einem Termin für die Behebung.

Für Blayais 4 wurden alle Konformitätsabweichungen, die Gegenstand eines sicherheitsrelevanten Ereignisses (ESS) der Stufe 1 oder höher auf der INES-Skala waren, mit Ausnahme eines ESS im Zusammenhang mit der verspäteten Feststellung der Nichtverfügbarkeit der Turbopumpe 4 ASG 003 PO am 13. September 2025 behoben. Die sicherheitsrelevanten Auswirkungen des Ereignisses wurden durch den Austausch der Volldichtung behoben, und die Umsetzung der festgelegten Präventivmaßnahmen wird eine Wiederholung verhindern.

Die für die Umwelt relevanten Ereignisse (ESE) im Zusammenhang mit der Flüssigkeitseindämmung wurden behandelt, und für zwei Situationen wurden Maßnahmen umgesetzt. Die erste betrifft das Vorhandensein von tritiumhaltigen Abwässern, die 2018 unter dem gemeinsamen Hilfsgebäude für die Reaktoren 3 und 4 (BAN 8) festgestellt wurden. Es wurden Reparaturen an einem durchgehenden Riss in einer CRF-Kammer durchgeführt und Gutachten erstellt. Anschließend wurde eine Überwachung eingerichtet. Darüber hinaus laufen derzeit Untersuchungen zur Herkunft der Abwässer in den Entwässerungsrinnen der BAN 8 und 9 (gemeinsames Gebäude für nukleare Hilfsanlagen der Reaktoren 1 und 2) sowie Korrekturmaßnahmen an der Anlage. Die Überwachung des Grundwassers ergibt, dass die Situation den Vorgaben entspricht. Der zweite Vorfall, der 2018 gemeldet wurde, betrifft eine Überschreitung der Kohlenwasserstoffkonzentration in der Nähe von Reaktor 1 und Reaktor 3. Es wurden Folgemaßnahmen und Tests zum biologischen Abbau durchgeführt, und als Behandlungslösung wurde die passive Abschöpfung gewählt, die fortgesetzt wird, um die Kohlenwasserstoffe abzubauen.

4.1.2. Die Konformitätsprüfung der Blöcke (ECOT)

Die ECOT ist eine ergänzende Maßnahme zu den Betriebsvorschriften wie den regelmäßigen Prüfungen (EP), den Basisprogrammen zur vorbeugenden Instandhaltung (PBMP) oder den Requalifizierungsprüfungen (ER) nach Instandhaltungsmaßnahmen.

Ziel der ECOT ist es, die Konformität anhand einer Liste von kritischen Themen zu überprüfen, basierend auf:

- vor Ort durchgeführten Kontrollen durch den Betreiber vor und während der zehnjährigen Inspektion,
- einer Prüfung der Betriebsunterlagen, der Kontroll- oder Prüfprogramme, der Betriebsanweisungen und Richtlinien sowie der zugehörigen Pläne und Schemata.

Für die [vierte]periodische Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren hat EDF den Prüfumfang der ECOT erweitert und etwa fünfzehn Kontrollthemen ausgewählt, darunter: Bauwesen, Qualifizierung der Ausrüstung unter Unfallbedingungen sowie Brand- und Überschwemmungsrisiken.

Es wurden Vor-Ort-Besichtigungen an Anlagen durchgeführt, die zur Aufrechterhaltung des sicheren Zustands des Reaktors beitragen, wie beispielsweise die Kühlpumpen des Primär- und Sekundärkreislaufs des Reaktors oder die Notstromdieselaggregate.

[10] Verordnung vom 7. Februar 2012 zur Festlegung der allgemeinen Vorschriften für kerntechnische Basisanlagen (INB)

Bei Blayais 4 betrafen die während der ECOT festgestellten Abweichungen hauptsächlich die Verankerungen; sie wurden alle behoben (Beispiel: Austausch oder Instandsetzung von Verankerungen).

4.1.3. Das Programm für ergänzende Untersuchungen (PIC)

Ziel des PIC ist es, die bereits durchgeführten vorbeugenden Instandhaltungsmaßnahmen zu konsolidieren und sicherzustellen, dass bei nicht überwachten Anlagen, die weniger anfällig für Beschädigungen sind, keine Verschlechterungen auftreten. Zu diesem Zweck werden während der VD4 der Blöcke der 900-MWe-Generation Stichprobenkontrollen durchgeführt. Von einer Verschlechterung betroffene Anlagen werden wieder in den ordnungsgemäßen Zustand versetzt; das Instandhaltungshandbuch wird angepasst.

Im Rahmen des RP4 900 wurden folgende Bereiche für den PIC ausgewählt:

- die mechanischen Anlagen des Primär- und Sekundärkreislaufs,
- sonstige mechanische Anlagen: Rohrleitungen, Abdeckungen, Wärmetauscher, Pumpen, Ventile,
- Bauwerke und Sicherheitsbehälter.

Für Blayais 4 war im Rahmen des PIC keine Überprüfung erforderlich.

4.1.4. Die Systemkonformitätsprüfungen

Ziel ist es, Konformitätsprüfungen der Reaktorkern-Sicherheitssysteme und der damit verbundenen, für die Sicherheit wichtigen Unterstützungssysteme durchzuführen, deren Auslegungsstudien seit der Inbetriebnahme der Anlagen nicht mehr überprüft wurden.

Im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren führte EDF Konformitätsprüfungen der folgenden Systeme durch:



- Systeme im Zusammenhang mit der Kühlung und dem Schutz des Reaktorkerns oder des im Brennelementbecken des Brennelementgebäudes gelagerten Brennstoffs. Diese Überprüfungen wurden auf wichtige unterstützende Funktionen ausgeweitet, wie beispielsweise solche, die zur Kühlung beitragen,
- Stromquellen: Diese Überprüfung, die darauf abzielte, die Zuverlässigkeit der bestehenden Stromquellen zu gewährleisten, konzentrierte sich auf die Integration neuer Anlagen, die im Rahmen der Maßnahmen nach Fukushima errichtet wurden (*siehe* § 4.2.1), insbesondere den funktionalen Ersatz des Notstromturbogenerators durch die Notdieselaggregate (DUS) sowie die Absicherung des DUS von Blayais 4 durch das DUS des benachbarten Reaktors (Blayais 3),
- Lüftungssysteme, um sicherzustellen, dass deren Leistung den Anforderungen der Sicherheitsrichtlinien für „Grand Chaud“, „Grand Froid“ und das Risiko einer internen Explosion entspricht.

Diese Überprüfungen führten zu umfangreichen Überprüfungsarbeiten, insbesondere hinsichtlich der Kohärenz der Sicherheitsrichtlinien, der Einstufung bestimmter Ausrüstungen und der allgemeinen Betriebsvorschriften unter Berücksichtigung der sukzessiven Entwicklungen während der 40-jährigen Betriebszeit.

Was die Kühlung des Reaktorkerns betrifft, so beruht die Wasserumwälzung im Störfall auf dem Sicherheitsinjektionssystem des Primärkreislaufs und dem Sprühsystem des Sicherheitsbehälters. Die entsprechende Überprüfung hat die einwandfreie Funktion aller Systeme und Anlagen nachgewiesen, die direkt oder indirekt an dieser Funktion beteiligt sind.

Darüber hinaus hat sich EDF verpflichtet, die Menge an Trümmerteilen zu begrenzen, die im Falle eines Bruchs im Primärkreislauf vom Wasser mitgeführt werden könnten. Der Austausch von faserartigen Wärmedämmungen durch metallische Wärmedämmungen trägt insbesondere dazu bei, das Risiko einer Verstopfung zu verringern, die die Wasserumwälzung im Reaktorgebäude beeinträchtigen könnte.



4.1.5. *Spezielle Prüfungen*

Sonderprüfungen werden vor Ort, am Simulator oder im Labor zusätzlich zu den regelmäßigen Prüfungen und den zehnjährigen Prüfungen durchgeführt, um:

- die Vollständigkeitsanalyse der während des Betriebs durchgeführten regelmäßigen Prüfungen zu bestätigen: zum Beispiel den Langzeitbetrieb der Dieselmotoren, der Pumpen des Sprühkreislaufs des Reaktorgebäudes (EAS) und der Druckluftkreisläufe (SAR);
- die Modellannahmen und die Qualifizierung der wissenschaftlichen Berechnungswerkzeuge zu untermauern: zum Beispiel thermische Untersuchungen oder neutronische Berechnungen;
- die ordnungsgemäße Umsetzung wesentlicher Bestimmungen der Überprüfung zusätzlich zu den durchgeführten Requalifizierungen zu überprüfen: elektrische Verteilung, „Hard Core"-System zur Kühlung des Coriums im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze (EAS-ND), „Hard Core"-System zur Notwasserversorgung der Dampferzeuger (ASG-ND), …

Diese speziellen Prüfungen werden nur einmal an einem Reaktor für alle Reaktoren derselben Baureihe durchgeführt.

4.2. Neubewertung des nuklearen Sicherheitsniveaus

Die Studien zur Neubewertung des nuklearen Sicherheitsniveaus zielen darauf ab, den Schutz vor den Risiken der Anlage (Störfälle und Unfälle) zu verbessern, indem neue Anforderungen in das Regelwerk integriert werden, die sich ergeben aus:

- dem Vergleich der geltenden Anforderungen mit denen, die für neuere kerntechnische Anlagen gelten,
- der kontinuierlichen Auswertung sicherheitsrelevanter Erkenntnisse aus nationalen und internationalen Erfahrungsberichten,
- aus dem Wissensfortschritt, einschließlich der Erkenntnisse zum Klimawandel und seinen Auswirkungen.

Diese neuen Anforderungen können EDF dazu veranlassen, Maßnahmen zur Änderung der Anlagen und ihres Betriebs vorzuschlagen.

Diese Neubewertung wurde anhand von Zielen strukturiert, die in vier große Sicherheitsthemenbereiche unterteilt sind:

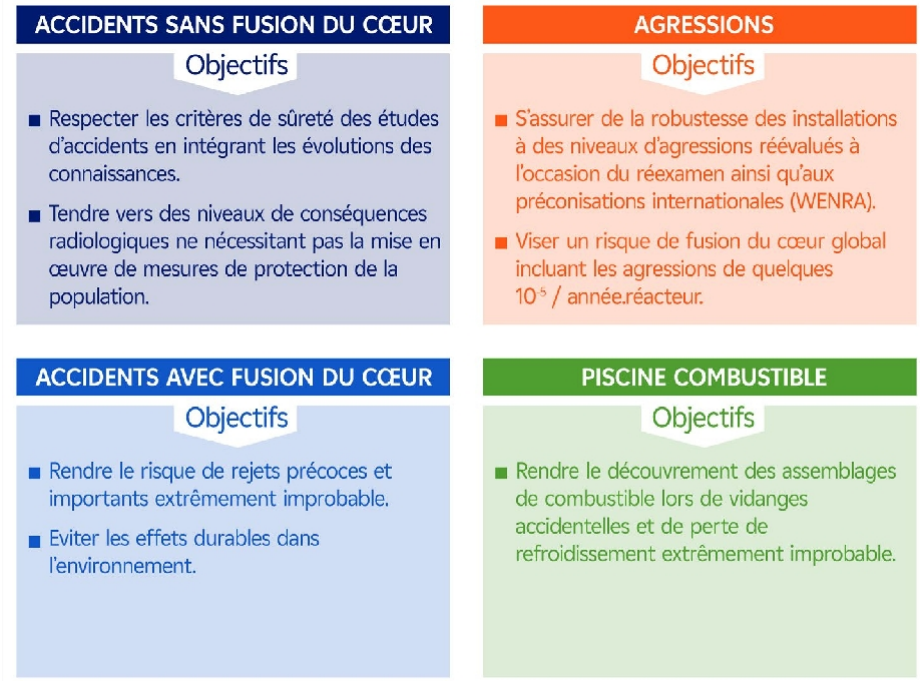


Abbildung 15. Die vier großen Sicherheitsbereiche

Deterministische und probabilistische Untersuchungen
Der Nachweis der Sicherheit französischer Kernreaktoren stützt sich im Wesentlichen auf einen deterministischen Ansatz, d. h., die Auslegungsmaßnahmen werden durch die Untersuchung einer Liste hypothetischer Unfallszenarien und durch die Anwendung „vorsichtiger" Regeln und Kriterien begründet, die Vorsorgemargen beinhalten.
Dieser Ansatz wird durch die Durchführung probabilistischer Sicherheitsanalysen (EPS) ergänzt, die es ermöglichen, die mit kerntechnischen Anlagen verbundenen Risiken hinsichtlich der Häufigkeit der zu befürchtenden Ereignisse und ihrer Folgen zu bewerten.

Angesichts des umfangreichen Umfangs an materiellen und dokumentarischen Änderungen im Rahmen des Programms zur 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren führt EDF eine übergreifende Analyse der Auswirkungen dieser Änderungen durch; diese betrifft:

- das Personal: Analyse der sozio-organisatorischen und menschlichen Auswirkungen an den Standorten,
- die Anlage: Analyse der Vollständigkeit der Requalifizierungsprüfungen der Anlage nach Einarbeitung der Änderungen.

Nach einer Zusammenfassung der Beiträge der „Noyau Dur"-Bestimmungen zu den Zielen der Neubewertung des Sicherheitsniveaus werden in den folgenden Abschnitten die wichtigsten Bestimmungen vorgestellt, die den festgelegten Zielen zu den vier oben genannten großen Sicherheitsthemen entsprechen.

4.2.1. *Die wichtigsten „Noyau Dur“-Maßnahmen*

Die Maßnahmen zur Verstärkung der Kernkraftwerke des EDF-Bestands im Anschluss an den Unfall im Kernkraftwerk Fukushima Daiichi im März 2011 wurden im Rahmen der Neubewertung des Sicherheitsniveaus bei der 4. periodischen Überprüfung von Blayais 4 berücksichtigt. Nachfolgend werden die wichtigsten Bestimmungen des sogenannten „Noyau Dur“ (*siehe* § 3.3) zusammengefasst

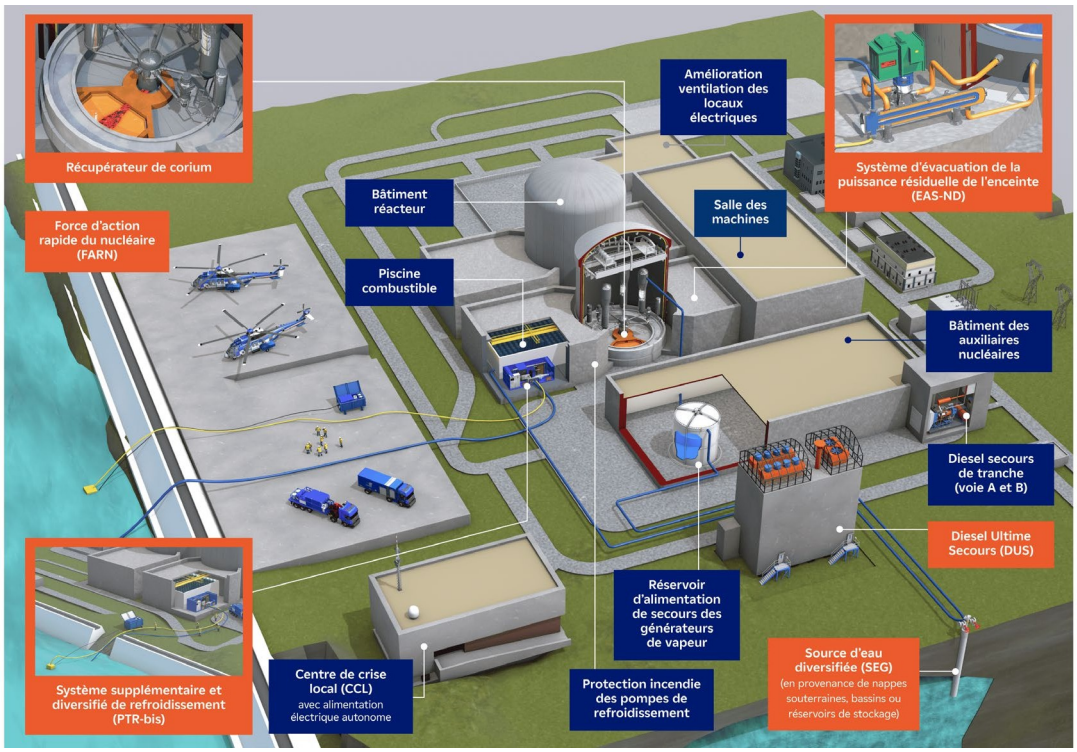


Abbildung 16. Schematische Darstellung der wichtigsten Maßnahmen des „Noyau Dur“

Schnelleinsatzgruppe für den Nuklearbereich (FARN): Teams, die für den Transport von Material und Personal zuständig sind, um die Teams des Kraftwerks bei der Bewältigung einer Notfallsituation zu unterstützen. RÉALISÉ

Notfall-Dieselaggregate (DUS): Eine zusätzliche Stromversorgung für jeden Reaktor für den Fall, dass alle Stromquellen ausfallen. RÉALISÉ

Diversifizierte Wasserversorgung (SEG): ermöglicht die Kühlung des Reaktors (über das Sekundärkühlsystem) und des Lagerbeckens. RÉALISÉ

Diversifizierung der Kühlung des Brennelement-Lagerbeckens (PTR *bis*). RÉALISÉ

EAS-ND: Vorkehrung, die das Überfluten des Coriums und die Ableitung der Restleistung aus dem Sicherheitsbehälter ermöglicht, ohne dass die Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Sicherheitsbehälters geöffnet werden muss. RÉALISÉ

Mobile, diversifizierte Kaltquelle: Kühlkreislauf für die Maßnahmen EAS-ND oder PTR *bis*, der über die FARN zugeführt wird. RÉALISÉ

Stabilisierung des Coriums: Vorrichtung am Boden des Reaktorgebäudes, um den geschmolzenen Reaktorkern auf der Fundamentplatte des Gebäudes zu halten. RÉALISÉ

Sekundärkühlung „Noyau Dur“: Verstärkung der Notstromversorgung der Dampferzeuger gegen extreme Belastungen, um die Ableitung der Leistung aus dem Sicherheitsbehälter zu ermöglichen.

Lokales Krisenzentrum (CCL): Gebäude, das die langfristige Bewältigung einer Notfallsituation ermöglicht und im Krisenfall über ausreichende Zugänglichkeit, Autonomie und geeignete Bewohnbarkeit verfügt.



Diese „Hard Core“-Maßnahmen tragen dazu bei, die verschiedenen Ziele der vier Themenbereiche der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Generationsstufe zu erfüllen.

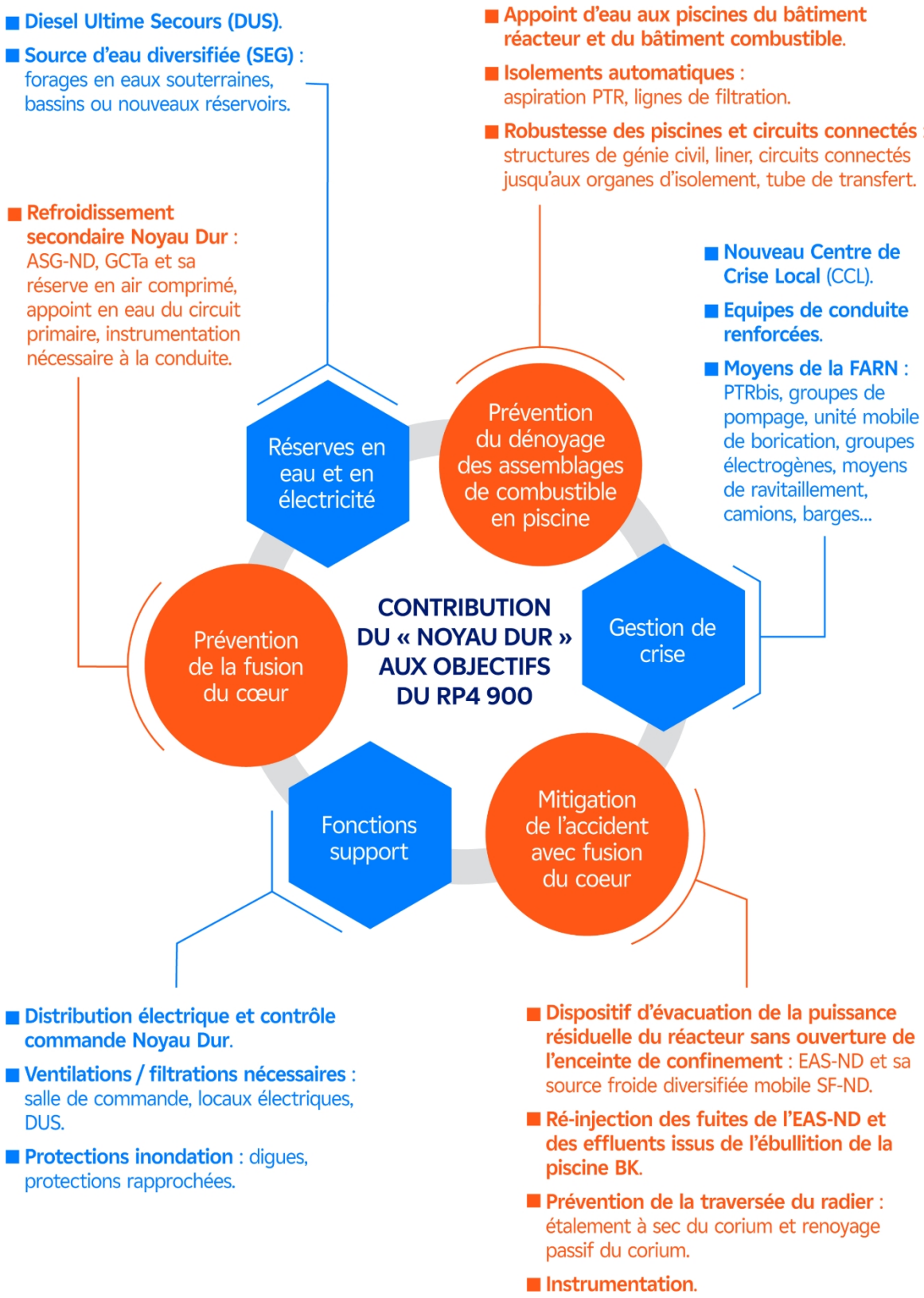


Abbildung 17. Die wichtigsten „Noyau Dur"-Maßnahmen (ND), gegliedert nach den großen Sicherheitsthemen

4.2.2. *Unfälle ohne Kernschmelze*

4.2.2.1. Allgemeiner Rahmen des Themenbereichs

Anlässlich der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren wurden die Unfallstudien des Sicherheitsberichts unter Berücksichtigung des aktuellen Stands der Erkenntnisse und Praktiken überprüft.

Um die Einhaltung der Sicherheitskriterien zu überprüfen und ein Ausmaß an radiologischen Folgen anzustreben, das keine Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung erfordert, werden zwei Arten von Studien durchgeführt:

- deterministische Studien zu angenommenen Unfallszenarien; insbesondere ermöglichte eine Übung zur Übertragung der Unfallsituationen und Reaktionszeiten der für den Reaktorbetrieb zuständigen Bediener, die beim EPR FLA 3 berücksichtigt wurden, die Überprüfung des ordnungsgemäßen Verhaltens der in den 900-MWe-Reaktoren verfügbaren Schutzmaßnahmen;
- probabilistische Sicherheitsstudien zum Risiko einer Kernschmelze, deren Ergebnisse eine Verbesserung gegenüber der 3. periodischen Überprüfung mit einer deutlichen Verringerung des Risikos einer Kernschmelze zeigen.

4.2.2.2. Veranschaulichung der wichtigsten Maßnahmen

Aufstockung der Wasserressourcen zur Ableitung der Reaktorleistung



Wiederbefüllung des ASG-Behälters über das Feuerlöschnetz

Pädagogische Elemente

Im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren haben aktualisierte thermohydraulische Studien unter Einbeziehung konservativerer Annahmen gezeigt, dass in bestimmten Unfallsituationen (Unfälle durch Bruch von Dampfleitungen oder Dampferzeugerrohren) das im Notversorgungsbehälter der Dampferzeuger (ASG) verfügbare Wasser nicht mehr ausreicht, um den Reaktor in einen sicheren Zustand zu bringen. Da die verschiedenen vorhandenen Nachspeisemöglichkeiten in diesen Situationen nicht genutzt werden können (Kumulierung von erschwerenden Faktoren, ungeeignete Sicherheitsanforderungen ...), strebt EDF daher eine Erhöhung der Wasserressourcen an.

Beschreibung der Maßnahme

Die Maßnahme besteht darin, den ASG-Behälter über das Feuerlöschnetz wieder aufzufüllen, indem eine Verbindung zwischen dem Feuerlöschnetz mit seinen Wasserreserven und der Versorgungsleitung des ASG-Behälters hergestellt wird. Ein Filter begrenzt den Gehalt an Schwebeteilchen im Löschwasser, um den ordnungsgemäßen Betrieb der ASG-Pumpen zu gewährleisten.

Verringerung der radiologischen Folgen im Falle eines Unfalls

Im Rahmen der[4.] periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren verfolgt EDF – wie bereits bei den Reaktoren der[3.] Generation – das Ziel, die Exposition der Bevölkerung gegenüber ionisierender Strahlung im Falle eines Unfalls ohne Kernschmelze auf ein Niveau zu senken
, die so niedrig sind, dass keine Notfallmaßnahmen zum Schutz der Bevölkerung erforderlich wären11.

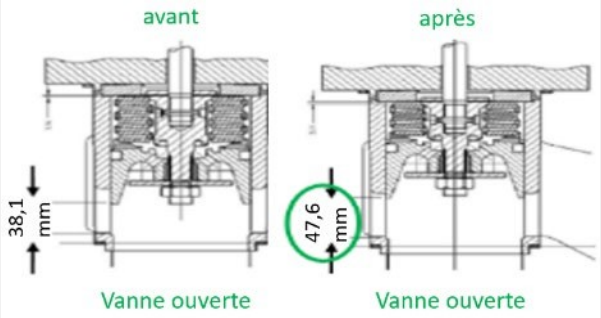
RÉALISÉ

Um dieses Ziel für den schwerwiegendsten Fall zu erreichen, nämlich den Unfall mit einem Bruch eines Dampferzeugerrohrs (RTGV) bei gleichzeitig möglicher Freisetzung in die Atmosphäre *durch* das Versagen eines Ventils, werden folgende Maßnahmen umgesetzt:

Erhöhung der Durchflussmengen der Dampfablassventile

Pädagogische Aspekte

Der als GCTa bezeichnete Kreislauf dient dazu, den von den Dampferzeugern erzeugten Dampf direkt in die Atmosphäre abzuführen; er ermöglicht die Steuerung der Reaktorkühlung durch die Dampferzeuger, wenn der erzeugte Dampf nicht ausreicht, um die Turbine anzutreiben, oder wenn die Turbine nicht verfügbar ist. Er wird somit bei jedem Abschalten oder Anfahren genutzt. Er wird auch in Stör- oder Unfallsituationen zur Kühlung des Reaktors eingesetzt.



Beschreibung des Aufbaus

Im Falle eines Unfalls wird, um die Dauer des Unfalls und die damit verbundenen möglichen radioaktiven Freisetzungen zu begrenzen, die Kapazität der GCTa-Ventile zur Ableitung von Dampf in die Atmosphäre erhöht, um den Reaktor schneller zu kühlen. Zu diesem Zweck wird der interne Aufbau des GCTa-Ventils verändert.

Senkung des Radioaktivitätsgrenzwerts für das Wasser des Primärkreislaufs

Beschreibung der Maßnahme

Durch betriebliche Maßnahmen wird die maximale Jod-131-Konzentration im Wasser des Primärkreislaufs bei Leistungstransienten von 150 auf 80 GBq/t gesenkt.

Diese Maßnahme ermöglicht es, die Aktivität möglicher radioaktiver Freisetzungen und deren radiologische Folgen (insbesondere Schilddrüsendosen) bei allen Unfällen ohne Brennstoffhüllenbruch zu reduzieren, einschließlich des schwerwiegendsten Unfalls, nämlich des Dampferzeugerrohrbruchs.

11 Eine effektive Dosis von 10 mSv für die Schutzmaßnahme, von 50 mSv für die Evakuierung und eine äquivalente Schilddrüsendosis von 50 mSv für die Verabreichung von stabilem Jod.

4.2.3. Angriffe

4.2.3.1. Allgemeiner Rahmen des Themas

Kernkraftwerke sind so ausgelegt, dass sie vor internen oder externen Einwirkungen geschützt sind, die auf natürliche Phänomene oder menschliche Aktivitäten zurückzuführen sind und zu Schäden an Strukturen, Systemen oder Komponenten führen könnten, die für die Sicherheitsfunktionen erforderlich sind.

Im Rahmen der Überprüfung wird das Ausmaß der Beeinträchtigungen unter Berücksichtigung des Stands der Technik und des aktuellen Wissensstands neu bewertet, insbesondere unter Einbeziehung der Schlussfolgerungen aus den Berichten des Zwischenstaatlichen Ausschusses für Klimawandel (IPCC).

Die Sicherheitsstudien zu „Einwirkungen" bestehen aus einem deterministischen Teil, dessen Ziel es ist, die Möglichkeit nachzuweisen, den Reaktor in einen sicheren Zustand zu versetzen und diesen dauerhaft aufrechtzuerhalten. Sie werden, sofern relevant, durch einen probabilistischen Teil (probabilistische Sicherheitsstudien, „EPS") ergänzt.

Die berücksichtigten Einwirkungen sind diejenigen, die in den Vorschriften (INB-Erlass) festgelegt sind:

- interne Einwirkungen: Brand, Explosion, Überschwemmung, Ausfall von Druckgeräten, Kollision und Herabfallen von Lasten, elektromagnetische Störungen, Freisetzung gefährlicher Stoffe, böswillige Handlungen,
- externe Einwirkungen (natürlicher oder vom Menschen verursachter Art): Erdbeben, extreme Wetter- oder Klimabedingungen (Überschwemmung, Schnee, Hitzewelle, extreme Kälte, starker Wind, Tornados), Einwirkungen durch Flüsse oder das Meer (Eisgang, Vereisung, Verstopfungen, Ölteppiche, Versandung, Niedrigwasser), Blitzschlag und elektromagnetische Störungen, Brand, industrielle Risiken in der Umgebung (Explosion, gefährliche Stoffe), versehentlicher Flugzeugabsturz, böswillige Handlungen.

Im Vergleich zur vorherigen Überprüfung wurden die Untersuchungen unter Berücksichtigung der von der WENRA[12]festgelegten internationalen Standards durchgeführt. In der Praxis wird die Sicherheitsanalyse dadurch noch anspruchsvoller:

- Durchführung von Sensitivitätsanalysen, bei denen Ausfälle von Anlagen und Einwirkungen kumuliert werden,
- Berücksichtigung einer verzögerten Reaktionszeit des Betreibers,
- Analyse des Verhaltens der Anlage bei extremen klimatischen Einwirkungen, die seltener als einmal alle 10.000 Jahre auftreten.

Der Einsatz des „harten Kerns" im Rahmen der Überprüfung zur Bewältigung von Einwirkungen (Erdbeben, Überschwemmungen usw.) extremer Intensität, die über die bisher zugrunde gelegten Werte hinausgehen, trägt dazu bei, diesen Anforderungen an verstärkte Untersuchungen gerecht zu werden.

Was die sogenannten industriellen Risiken betrifft, die mit industriellen Aktivitäten in der Umgebung des Standorts zusammenhängen, führen die Besonderheiten der Umgebung des Kernkraftwerks Blayais dazu, dass nur die Risiken berücksichtigt werden, die mit dem externen Transport gefährlicher Güter über Verkehrswegen verbunden sind. Die ICPE-Anlagen und Rohrleitungen werden aufgrund ihrer Entfernung vom Kraftwerk und/oder des Fehlens einer Gefahrenquelle aus dem Untersuchungsbereich ausgeschlossen.

Anlässlich der 4 periodischen Überprüfung ergab die Bewertung der Risiken für Blayais 4 im Zusammenhang mit dem Transport gefährlicher Güter auf den nahegelegenen Verkehrswegen, die auf einer Aktualisierung der Daten zum industriellen Umfeld basierte, keinen Bedarf an zusätzlichen Maßnahmen.

[12] WENRA: Verband der Atomaufsichtsbehörden der westeuropäischen Länder (Western European Nuclear Regulators Association)

4.2.3.2. Veranschaulichung der wichtigsten Bestimmungen

Zum Schutz vor der Gefahr „Brand“:

- Kabelumwicklung,
- Austausch bestimmter Ausrüstungsgegenstände durch solche mit höherer Brandschutzklasse, um die Brandabschnittsbildung zu verbessern.

PROPOSÉ
PROPOSÉ

Verbesserung der Feuerbeständigkeit von Brandabschnittselementen oder Kabeln

Pädagogische Aspekte

Im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren besteht das Hauptziel zur Verbesserung der Sicherheitsanforderungen hinsichtlich Brandrisiken in der Überprüfung der Brandabschnittsbildung: Aufrechterhaltung der Verfügbarkeit mindestens einer redundanten Funktion. Der deterministische Ansatz wird durch einen probabilistischen Ansatz ergänzt, der eine umfassendere Bewertung der Robustheit der Anlage gegenüber einem Brand liefert.



Beispiel für den Schutz von Kabelkanälen

Beschreibung der Anordnung

Die geplanten Maßnahmen ermöglichen eine Verbesserung der Feuerbeständigkeit bestimmter Bauteile (Brandschutztüren, Brandabschnittselemente, Brandschutz für elektrische Kabel usw.) zu verbessern oder das Ausmaß bzw. die Intensität möglicher Brände zu verringern. Diese Maßnahmen bestehen insbesondere darin, Brandabschnittselemente (z. B. Brandschutztüren) durch Elemente mit höherer Feuerwiderstandsdauer zu ersetzen. Andere Maßnahmen bestehen darin, Kabel mit einer feuerfesten Umwicklung zu schützen. In bestimmten Fällen werden auch Maßnahmen ergriffen, um die Brandlasten zu verringern.

Zum Schutz vor der Gefahr einer „Explosion“:

- Verstärkung der Erdbebensicherheit des Lüftungssystems in den Batterieräumen, um das Risiko einer Wasserstoffansammlung zu vermeiden,
- Einbau eines passiven Wasserstoffrekombinators in einem sensiblen Raum, um die Bildung einer durch das Vorhandensein von Batterien bedingten explosionsfähigen Atmosphäre zu verhindern,
- Verdopplung der Wasserstoffdetektoren in den Räumen des Gebäudes für nukleare Hilfsanlagen (BAN).

RÉALISÉ
RÉALISÉ
RÉALISÉ

Zum Schutz vor dem Risiko „externe Überschwemmung“:

- Verstärkung des Perimeterschutzes, speziell für das Kernkraftwerk Blayais (siehe unten),
- Schutz vor der Überflutung des Kraftwerksgeländes durch Schwellen und Spundwände in Verbindung mit Betonmauern.

RÉALISÉ

RÉALISÉ

Verstärkung des Perimeterschutzes des Kernkraftwerks Blayais

Im Rahmen der Studien zur Neubewertung des Risikos einer Meeresüberflutung wurde für den Standort ein neuer maximaler Überlaufpegel (CMD) ermittelt. Diese Studien berücksichtigen Annahmen zum Anstieg des Meeresspiegels im Zusammenhang mit der globalen Erwärmung.

Um diesen neuen Anforderungen gerecht zu werden, wurde die Wellenbrecherwand entlang der Flussmündung auf einer Länge von etwa 1 km erhöht. Der das Gelände umgebende Deich wurde ebenfalls erhöht, um das Gelände vor einem möglichen Überlaufen der Flussmündung zu schützen. Dieser Deich ist etwa 3 km lang.



Peripherieschutz des Kernkraftwerks Blayais

Zum Schutz vor dem Risiko „Grands Chauds“:

Nach den Hitzewellen der Jahre 2003 und 2006 hat EDF das Projekt „Grands Chauds“ ins Leben gerufen, das darauf abzielt, die Temperaturentwicklungen bis zum Jahr 2030 abzudecken. Dabei wurden insbesondere zwei Lufttemperaturstufen definiert, denen die Anlagen standhalten müssen:

- die Langzeittemperatur (TLD), die anstelle der bei der ursprünglichen Auslegung berücksichtigten Temperaturen für Nachberechnungen zur Neudimensionierung herangezogen wird. Sie entspricht einer auf die nächsten 30 Jahre hochgerechneten Höchsttemperatur mit einem sehr hohen Abdeckungsgrad (in der Größenordnung von 98 %), bei der alle für die Sicherheit relevanten Komponenten akzeptable Umgebungsbedingungen aufweisen. Die für den Standort Blayais festgelegte Langzeittemperatur (TLD) der Luft beträgt 35 °C;
- die Ausnahmetemperatur (TE), die für Studien zur Hitzewellenbelastung verwendet wird, um die Grenzen des Betriebsbereichs festzulegen. Die für den Standort Blayais festgelegte Ausnahmetemperatur der Luft beträgt 43,6 °C.

Die wichtigsten Maßnahmen dieses Projekts wurden zwischen 2013 und 2017 umgesetzt:

- Anpassung der Überwachung der Verschmutzung der RRI/SEC-Wärmetauscher zur Verbesserung der Kühlung durch die Kältequelle (Gironde-Mündung), RÉALISÉ
- Austausch oder Schutz temperaturempfindlicher Geräte durch Hitzeschilde: Dieselventile, Stromwandler, Kabel, Sensoren, Brandmeldezentrale usw., RÉALISÉ
- Hinzufügung oder Austausch von Kühlaggregaten (siehe unten), RÉALISÉ
- elektrische Notstromversorgung und seismische Verstärkung der Lüftungskreisläufe. RÉALISÉ

Im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung wurden zusätzliche Maßnahmen umgesetzt: RÉALISÉ

- Verstärkung der thermischen Konditionierung von Gebäuden, die für die nukleare Sicherheit wichtige Elemente enthalten, durch Erhöhung der Lüftungsdurchsätze und/oder der Kühlleistung sowie durch die Installation von Klimaanlagen.

Austausch von Kälteaggregaten

Pädagogische Aspekte

Nach der Hitzewelle im Sommer 2003 hat EDF einen Aktionsplan umgesetzt, der insbesondere Folgendes umfasst:

- materielle Änderungen wie die Erhöhung der Kapazitäten der Kühlaggregate, die Installation zusätzlicher Klimaanlagen sowie Anpassungen an den Anlagen, um deren Betriebsfähigkeit bei Temperaturen zu gewährleisten, die über den bei der Planung zugrunde gelegten Werten liegen,
- oder organisatorische Maßnahmen wie die Einführung besonderer Betriebsvorschriften für Zeiten mit Niedrigwasser in Flüssen (Kaltwasserquelle) oder Hitzewellen („Grands Chauds“).



Neue Kälteanlage
(+ 50 % Kühlleistung)

Beschreibung der Anordnung

Im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren werden neue, leistungsstärkere Kühlaggregate installiert, um eine höhere Kühlleistung für das Reaktorgebäude (BR) und das Gebäude der nuklearen Hilfsanlagen (BAN) sicherzustellen.

Zum Schutz vor dem Risiko „Starke Winde und durch starke Winde erzeugte Geschosse“ (PGGV):

› Einbau von Metallkonstruktionen und Schutzvorrichtungen an den Filteranlagen der Kaltwasserquelle zum Schutz vor PGGV.

RÉALISÉ

Schutz vor dem Risiko „Starke Winde und durch starke Winde erzeugte Projektile (PGGV)“

Pädagogische Aspekte

Im Rahmen der 3. periodischen Überprüfung hat EDF die Widerstandsfähigkeit seiner Anlagen gegenüber möglichen herumfliegenden Gegenständen bei starken Windböen verstärkt. Im Rahmen der[4] periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren wurden die Windgeschwindigkeiten für die Anlagen des „harten Kerns“ bis hin zur Tornado-Stärke neu bewertet.



Beispiel für Schutzgitter

Beschreibung der Maßnahme

Die Maßnahme besteht darin, an bestimmten Lüftungsöffnungen oder sicherheitsrelevanten Anlagen „Schutzgitter gegen herumfliegende Gegenstände“ anzubringen.

Zum Schutz vor Erdbebenrisiken:

› Erdbebensicherung der Kabelkanäle und Rohrleitungen, die zu den Funktionen des „harten Kerns“ beitragen, auf dem Niveau „harter Kern“ (SND) (*siehe* unten),

PROPOSÉ

Erdbebensicherung der Kabelkanäle gemäß der Stufe „Noyau Dur“ (SND)

Pädagogische Aspekte

Die Merkmale der für das Erdbebenrisiko herangezogenen Referenzbeben (SMHV und SMS) werden bei jeder regelmäßigen Überprüfung auf der Grundlage des aktuellen Wissensstands (seismotechnische Zoneneinteilung, Merkmale historischer Erdbeben, neue Erdbeben) neu bewertet, wobei gegebenenfalls Verstärkungsmaßnahmen durchgeführt werden.



Hinzufügen von Halterungen für Kabelkanäle

Nach dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima-Daiichi (2011) wurde ein Erdbebenrisiko der Kategorie „Noyau Dur“ definiert; dieses umfasst das um 50 % erhöhte Erdbeben der Standortsicherheit (SMS) sowie Erdbeben mit einer Wiederkehrperiode von 20.000 Jahren (probabilistisch bewertet).

Beschreibung der Maßnahme

Um die Robustheit gegenüber dem „Noyau Dur“-Erdbeben (SND) zu gewährleisten, umfassen die vorgeschlagenen Maßnahmen insbesondere die Verstärkung von Halterungen oder Verankerungen sowie den Austausch von Bauteilen durch solche, die gegenüber „Noyau Dur“-Situationen robust sind.

Zum Schutz vor dem „Frasil"-Risiko:

- Das im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren geltende Sicherheitsanforderungsreglement umfasst einen Schutz vor dem „Frasil"-Risiko für Blöcke mit offenem Kühlkreislauf.

Einrichtung einer Winterumwälzung zum Schutz vor dem „Frasil"-Risiko

Erläuterungen

Im Winter kann es bei starker Kälte zu einem „Frasil"-Phänomen kommen (Eiskristalle oder Eisfragmente, die von der Strömung mitgerissen werden und auf der Wasseroberfläche der Gironde schwimmen), was zu einer möglichen Verstopfung der Vorfiltergitter oder Filtertrommeln an der Pumpstation führen kann.

Beschreibung der Anlage

Die für Blayais spezifische Anordnung besteht darin, das warme Wasser, das stromabwärts der Wärmetauscher des Not-Rohwassersystems (SEC) entnommen wird, zurückzuführen und

zum Wasserentnahmebecken.



Luftaufnahme des Kernkraftwerks Blayais von der Mündungsseite aus ©Air Marine

Zum Schutz vor Blitzschlag:

- Das im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren geltende Sicherheitsanforderungskonzept enthält neue Anforderungen, die darauf abzielen, im Falle eines Blitzschlags das Erreichen und Aufrechterhalten eines sicheren Zustands der Blöcke zu gewährleisten und radioaktive Freisetzungen zu begrenzen, wobei mögliche durch den Blitz ausgelöste Auswirkungen berücksichtigt werden.

Einbau neuer Blitzableiter in unmittelbarer Nähe der Hilfstransformatoren

Pädagogische Aspekte

Ziel ist es, zusätzliche Schutzmaßnahmen zu ergreifen, um die Verfügbarkeit der elektrischen Sicherheitsquellen im Falle eines Blitzschlags in Verbindung mit dem Ausfall eines bestehenden Überspannungsschutzes an den Leitungen des 220-kV-Netzes sicherzustellen.

PROPOSÉ

Beschreibung der Maßnahme

Die vorgeschlagenen Maßnahmen bestehen darin, neue Überspannungsableiter so nah wie möglich an den Hilfstransformatoren (TA) zu installieren, und zwar als Abzweigung an den Niederspannungsklemmen (6,6 kV). Diese Überspannungsableiter dienen dazu, die Spannung im Hochspannungsnetz zu begrenzen, wenn Potentialanstiege auftreten, die das Isolationsniveau der elektrischen Anlagen und Geräte hinter den Hilfstransformatoren überschreiten könnten. Sie ermöglichen es, die Fehlerenergie in die Erde abzuleiten.

Erkenntnisse aus den probabilistischen Störungsstudien:

Die seit Inbetriebnahme des französischen Kernkraftwerkparks erzielten Fortschritte bei der Beschreibung des Verhaltens der Anlagen in Stör- und Unfallsituationen ermöglichen es, probabilistische Sicherheitsstudien schrittweise in einem immer größeren Anwendungsbereich einzusetzen. So wird ab der 3. periodischen Überprüfung der 1300-MWe-Kraftwerke ein probabilistischer Ansatz in den Nachweis der nuklearen Sicherheit für bestimmte Störfälle eingeführt. Die 4. periodische Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren markiert einen weiteren Schritt in diesem Prozess mit dem Übergang zur Durchführung probabilistischer Sicherheitsstudien für ein erweitertes Spektrum von Einwirkungen: Brand, Erdbeben, interne Überschwemmung, Hochwasser, Meeresspiegelanstieg, interne Explosion.

Die Einwirkungen, die maßgeblich zum Risiko einer Kernschmelze beitragen, sind Brände im Elektroraum sowie Erdbeben.

Diese probabilistischen Sicherheitsstudien lieferten Erkenntnisse zur Verbesserung der Anlagensicherheit, wie zum Beispiel:

- die Änderung der Steuerungs- und Regelungstechnik der Ventile des Druckhalters des Primärkreislaufs, um deren Öffnung im Falle eines durch einen Brand ausgelösten Fehlalarms zu verhindern,



- die Verbesserung der Erdbebensicherheit der Heizöltanks der Notstromaggregate,



- die Einführung des „harten Kerns“ (letzter Notstromdiesel, Notwasserversorgung, Steuerungs- und Kontrollsystem „harter Kern“) zur Erhöhung der Widerstandsfähigkeit der Anlage gegen Störereignisse wird in Phase B abgeschlossen.



4.2.4. Lagerbecken für abgebrannte Brennelemente

4.2.4.1. Allgemeiner Rahmen des Themas

EDF hat sich als Sicherheitsziel gesetzt, die Brennstoffelemente bei unbeabsichtigten Entleerungen und bei Verlust der Kühlung unter Wasser zu halten.

Die Sicherheit der Lagerbecken für abgebrannte Brennelemente wurde neu bewertet:

- Prävention und Bewältigung von Zwischenfällen und Unfällen, die gelagerte oder gehandhabte Brennelemente betreffen,
- Schutz der Kühlsysteme des Lagerbeckens für abgebrannte Brennelemente vor internen Beeinträchtigungen,
- Vermeidung von Risiken im Zusammenhang mit der Handhabung von Brennstofftransportbehältern.

Deterministische Untersuchungen haben gezeigt, dass die Sicherheitskriterien für alle im Rahmen des Sicherheitsnachweises berücksichtigten Unfallauslöser dank der bestehenden Vorkehrungen erfüllt sind.
Dieser Ansatz wurde auf interne Einwirkungen ausgeweitet; er hat gezeigt, dass die Ableitung der Restleistung und der Wasserstand im Brennelementbecken auch in diesen Situationen gewährleistet sind.

Zur Ergänzung des deterministischen Ansatzes wurden probabilistische Untersuchungen durchgeführt. Diese Untersuchungen zeigen, dass die Risiken einer Freilegung des Brennstoffs dank der bestehenden Schutzmaßnahmen bereits äußerst gering sind:

- hinsichtlich des Risikos einer unbeabsichtigten Entleerung des Brennstoffbeckens: automatische Absperrung der Ansaugleitung des Kühlkreislaufs des Brennstoffbeckens (PTR) bei Erreichen eines „sehr niedrigen“ Füllstands im Becken,
- hinsichtlich des Risikos einer Unterkühlung: Wasserzufuhr in das Brennelement-Lagerbecken durch die Brandbekämpfungsanlage.

Diese Risiken werden durch bereits umgesetzte oder im Rahmen der 4^{e}periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren vorgeschlagene Maßnahmen weiter verringert (*siehe* unten).

4.2.4.2. Beispiele für die wichtigsten Maßnahmen

Brand

Um im Brandfall den Ausfall beider Kühlkreisläufe[13]zu vermeiden, hat EDF die Installation einer Flammenschutzvorrichtung vorgesehen, die das Risiko einer Brandausbreitung von einer Pumpe des Kühlkreislaufs auf die andere ausschließt.



Kühlung des „PTR bis"-Beckens

Im Rahmen der nach Fukushima getroffenen Maßnahmen ermöglicht die diversifizierte Wasserquelle (SEG) die Wasserzufuhr zum Becken des Brennelementgebäudes.



Im Rahmen der[4.]periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren ermöglicht ein neues mobiles Kühlsystem (PTR *bis*) für das Lagerbecken eine Diversifizierung der Kühlquelle und gewährleistet im Falle eines Ausfalls des Kühlkreislaufs im Normalbetrieb die Rückkehr zu einer Kühlsituation des Brennelementlagers ohne Sieden. Diese Art von Maßnahme ermöglicht es, die Auslegung der 900-MWe-Reaktoren an die der Reaktoren vom Typ EPR FLA3 anzunähern.



Einführung eines neuen, diversifizierten mobilen Kühlsystems: PTR bis

Pädagogische Aspekte

Im Normalbetrieb wird die Kühlung des Wassers im Brennelementbecken durch das Aufbereitungs- und Kühlsystem PTR gewährleistet, das über zwei redundante Kreisläufe verfügt. Bei einem Störfall, der zum Ausfall des PTR-Systems führt, wird die Restleistung der im Becken befindlichen Brennelemente durch Verdampfung des Beckenwassers abgeführt. Die manuelle Inbetriebnahme des Brandschutzsystems (JPI) in einer Zusatzkonfiguration für das Brennelementbecken verhindert, dass die Brennelemente während der gesamten Dauer des Transienten ungeschützt bleiben. Die Rückkehr zur Kühlung des Brennelementbeckens wird durch die Wiederinbetriebnahme eines Kühlkreises des PTR-Systems gewährleistet.

Beschreibung der Anordnung

Die Hinzufügung einer „*PTR*-bis"-Vorrichtung zielt darauf ab, das Management von Situationen mit Kühlungsausfall im Brennelementbecken zu verbessern, indem zusätzlich zu den beiden PTR-Kühlkreisläufen ein weiteres Mittel zur Kühlung des Brennelementbeckens bereitgestellt wird, das auf einer diversifizierten mobilen Kältequelle basiert. Dieses *PTR-bis-System* umfasst mobile Geräte (in der Abbildung rot dargestellt), die von der Nuklearen Schnelleinsatztruppe (FARN) zum Standort transportiert und in Betrieb genommen werden. Diese Geräte sind über ortsfeste Rohrleitungen (in der Abbildung grün dargestellt), die an der Fassade des Brennelementgebäudes münden, mit dem Brennelementbecken verbunden. Sowohl die mobilen Geräte als auch die dazugehörige Logistik sind so konzipiert, dass sie den Transport und den Einsatz vor Ort vereinfachen und eine schnelle Inbetriebnahme des Systems ermöglichen.

[13] Die Kühlung des Brennelementbeckens erfolgt über zwei zu 100 % redundante Kühlkreisläufe (Pumpen und Rohrleitungen), die jeweils als Notkühlung dienen, falls der andere ausfällt. Der Ausfall beider Kreisläufe würde die Kühlung des Brennelementbeckens durch dieses System verhindern.

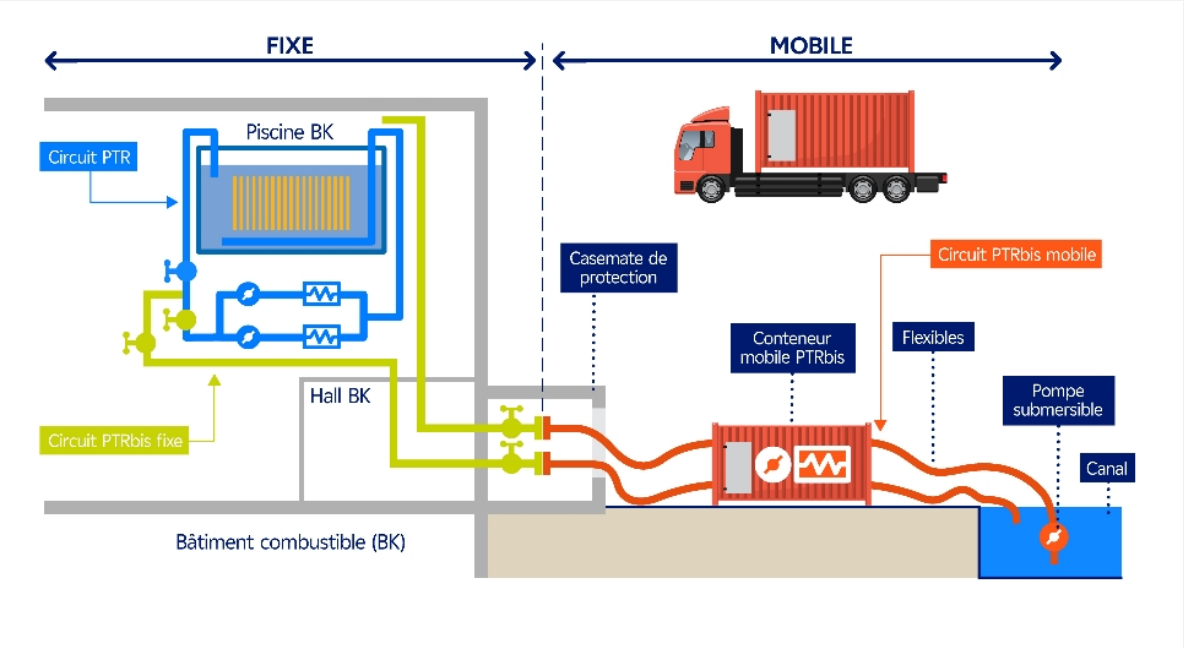


Abbildung 18. Schema des PTR-bis-Kühlsystems

Auswirkungen der Übertragung der Unfallszenarien des EPR FLA3 auf Kernkraftwerke der 900-MWe-Klasse

Die Bewertung des Verhaltens der Brennelementbecken von 900-MWe-Kernkraftwerken hinsichtlich der für den EPR FLA3 ausgewählten Unfallszenarien, die bei der ursprünglichen Auslegung nicht berücksichtigt wurden, hat gezeigt, dass sie derzeit ein gutes Maß an Robustheit aufweisen. Um diese noch weiter zu verbessern, wird vorgeschlagen, die automatische Absperrvorrichtung der Ansaugleitung des normalen Kühlkreislaufs des Brennelementbeckens zu verdoppeln.

RÉALISÉ

4.2.5. *Unfälle mit Kernschmelze*

4.2.5.1. Allgemeiner Rahmen des Themas

Im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren ist es das Ziel der EDF, bei Unfällen mit Kernschmelze das Risiko früher und umfangreicher Freisetzungen deutlich zu verringern, um dauerhafte Auswirkungen auf die Umwelt zu vermeiden.
Zu diesem Zweck strebt EDF an, die Radioaktivität im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze im Sicherheitsbehälter einzudämmen, und zwar durch:

- die Stabilisierung des Coriums auf der Fundamentplatte des Reaktorgebäudes durch dessen Verteilung und erneute Überflutung,
- die Ableitung der Restleistung aus dem Kern, ohne die Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Sicherheitsbehälters (sogenannte U5-Vorrichtung) zu öffnen.

Diese „Noyau Dur“-Maßnahmen ermöglichen es, die radiologischen Folgen eines Unfalls mit Kernschmelze erheblich zu begrenzen.

4.2.5.2. Abbildungen der wichtigsten Maßnahmen

Teil 1 der Maßnahmen: Stabilisierung und Kühlung des Coriums auf der Fundamentplatte des Reaktorgebäudes:

Einrichtung einer Vorrichtung zur „Stabilisierung des Coriums“ unter dem Reaktorbehälter

Pädagogische Aspekte

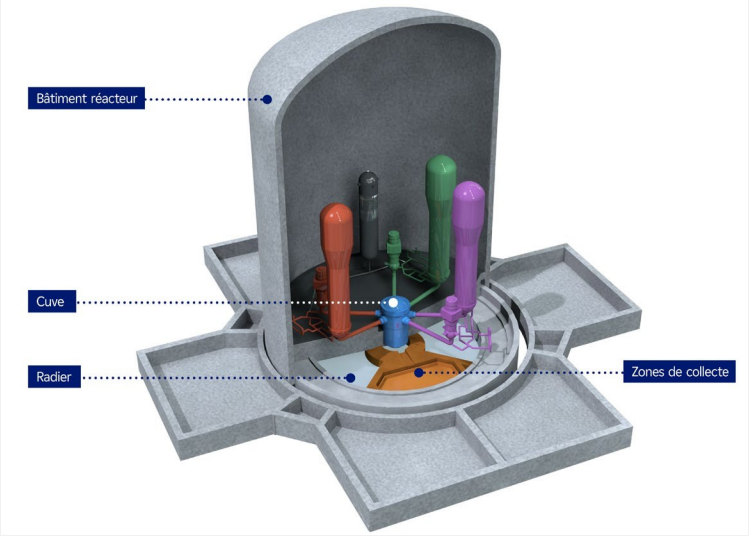


Im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze kann das Schmelzen der Brennelemente zur Bildung eines Corium-Bades(1)führen, das langfristig den Reaktorbehälter durchbrechen und anschließend zur Erosion der Fundamentplatte(2)führen kann. Um ein Durchbrechen der Fundamentplatte (letzte Barriere des
Eindämmung), wird bei den 900-MWe-Reaktoren eine Vorrichtung zur „Stabilisierung des Coriums“ eingesetzt, die dem „Core Catcher“ des EPR entspricht.

(1) : Corium ist ein metallisch-mineralisches Magma, das aus geschmolzenen Bestandteilen des Kernreaktorkerns sowie aus Mineralien besteht, die es auf seinem Weg aufnehmen kann.

(2) : Das Reaktorgebäude ruht auf einer Fundamentplatte, einer mehrere Meter dicken Betonplatte.

Beschreibung der Anordnung Bei einem Unfall mit Kernschmelze und Durchbruch des Reaktordecks wird das Corium in folgenden Bereichen trocken verteilt von dicht unter dem Reaktorbehälter, die zu diesem Zweck eingerichtet wurden. Anschließend wird das Corium durch Schwerkraft mit dem Wasser aus den Sammelbecken am Boden des Gebäudes , das durch die Sicherheitsinjektionskreisläufe (RIS), das Sprühsystem des Sicherheitsbehälters (EAS) oder durch das Sprühsystem Sprühsystem „Harter Kern“ (EAS-ND).



Prinzipskizze aus dem EPR

Einrichtung eines Corium-Kühlsystems „EAS-ND-System“

Lehrbeispiel

Bei Ausfall der Sicherheitssysteme erwärmt sich der Reaktorkern bis zur Kernschmelze. Nach der Ausbreitung und dem Wiedereintauchen des Coriums könnte die freigesetzte Energie ohne Kühlung zu einem Anstieg von Druck und Temperatur im Sicherheitsbehälter führen, bis die Öffnungsschwelle des Druckentlastungsfilters des Sicherheitsbehälters erreicht ist.

RÉALISÉ

Beschreibung der Anordnung

Die Anordnung „EAS-ND“ ermöglicht es, die Restleistung des Coriums abzuleiten, ohne dass sich der Druckentlastungsfilter des Sicherheitsbehälters öffnet, wenn die Sicherheitssysteme ausfallen.

Diese Anordnung umfasst:

- eine Pumpe, die im Direkteinspeisebetrieb aus dem PTR-Behälter oder im Umwälzbetrieb aus den Sumpfbecken des Reaktorgebäudes betrieben werden kann und vom Diesel DUS gespeist wird,
- einen Wärmetauscher, der die Wärmeabfuhr des von der Pumpe (EAS-ND) geförderten Primärmediums an die „Noyau Dur“-Kühlquelle (SF-ND) ermöglicht,
- eine „Noyau Dur“-Kühlquelle (SF-ND), bestehend aus einer mobilen Pumpanlage, die von der FARN transportiert und eingesetzt wird (Dieselaggregate, die Tauchpumpen versorgen). Sie ist über flexible Rohrleitungen, die an Anschlüsse am Rand des Reaktorblocks angeschlossen sind, mit dem Kühlkreislauf verbunden.

Anmerkung: Diese EAS-ND-Anordnung ermöglicht auch die Befüllung der Sumpfbecken des Reaktorgebäudes, die zur Stabilisierung des Coriums erforderlich sind.

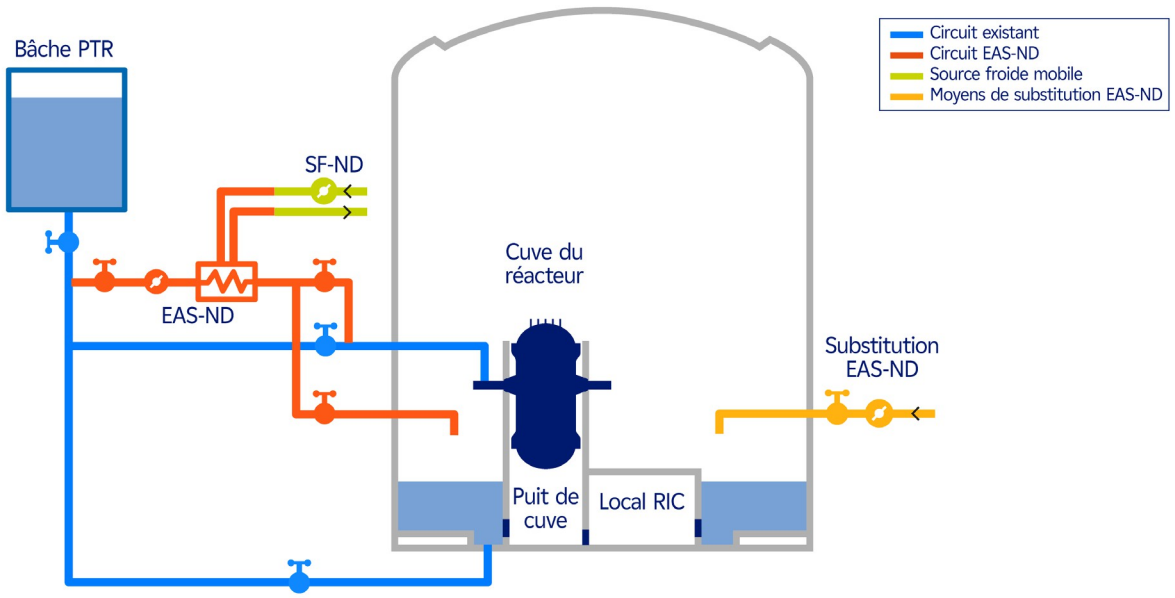


Abbildung 19. Schematische Darstellung der Kühlung im Falle einer Kernschmelze

Um zudem eine ausreichende Betondicke zu gewährleisten, die ihre wesentlichen mechanischen Eigenschaften beibehält, wird EDF die Betonfundamentplatte in den Räumen, die zur Verteilung des Coriums dienen, d. h. im Reaktorbehälter-Schacht und im Kerninstrumentierungsraum (RIC-Raum), verdicken. Diese Maßnahme zielt darauf ab, den radiologischen Einschluss durch die dritte Sicherheitsbarriere in solchen Unfallsituationen mit Kernschmelze zu gewährleisten.

PROPOSÉ

Ergänzend dazu und gemäß der Anweisung der ASNR wird EDF eine zusätzliche Maßnahme umsetzen, die eine mittel- bis langfristige Wasserzufuhr in den Boden des Sicherheitsbehälters mittels mobiler Einrichtungen ermöglicht, um die Kühlung des Coriums im Falle eines Ausfalls oder der Nichtverfügbarkeit des EAS-ND aufrechtzuerhalten.

PROPOSÉ

Teil 2 der Maßnahmen: Rückführung eventuell austretender Wassermengen aus dem Corium-Kühlsystem

Das „Noyau Dur“-System zur Kühlung des Coriums (EAS-ND) ist nach sehr hohen Anforderungen hinsichtlich Dichtheit, Strahlungsbeständigkeit und Hochtemperaturbeständigkeit ausgelegt. Dennoch berücksichtigt EDF im Rahmen eines vorsichtigen Auslegungskonzepts und als Folge der Anweisungen zu den Bestimmungen der 4e-periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren mögliche Wasserleckagen aus dem Kühlsystem durch das Auffangen und die Rückführung dieser Leckagen aus dem „Noyau Dur“-Kreislauf in das Reaktorgebäude berücksichtigt.

PROPOSÉ

Rückführung eventueller Wasserleckagen aus der EAS-ND-Anlage in das Reaktorgebäude

Pädagogische Aspekte

Bei der Bewältigung von Unfällen mit Brennstoffschmelze kommt das EAS-ND-System zum Einsatz, das sich im Brennstoffgebäude (BK) befindet. Dieses System ist als Erweiterung der dritten Sicherheitsbarriere konzipiert; im Falle von Leckagen könnte es jedoch zu einer Ansammlung von kontaminiertem Wasser am Boden des BK kommen, was das Risiko radioaktiver Freisetzungen birgt.



Wärmetauscher des EAS-ND-Systems



Pumpe des EAS-ND-Systems

Beschreibung des Aufbaus

Die Anordnung umfasst die Installation von Auffang- und Pumpvorrichtungen, Rohrleitungen und Armaturen, die für die ungünstigsten Bedingungen ausgelegt sind, um das in den Auffangbecken am Boden des Brennstoffgebäudes aufgefangene Leckwasser wieder in das Reaktorgebäude (BR) zurückzuführen.

Teil 3 der Maßnahmen: Dekontaminierung des Wassers aus dem Reaktorgebäude

Die Strategie für den Umgang mit dem durch eine Kernschmelze kontaminierten Wasser aus den Reaktorkreisläufen besteht darin, es im unteren Bereich des Reaktorgebäudes einzuschließen.

Es wird eine Anlage zur Dekontamination des dort gelagerten Wassers vorgeschlagen.

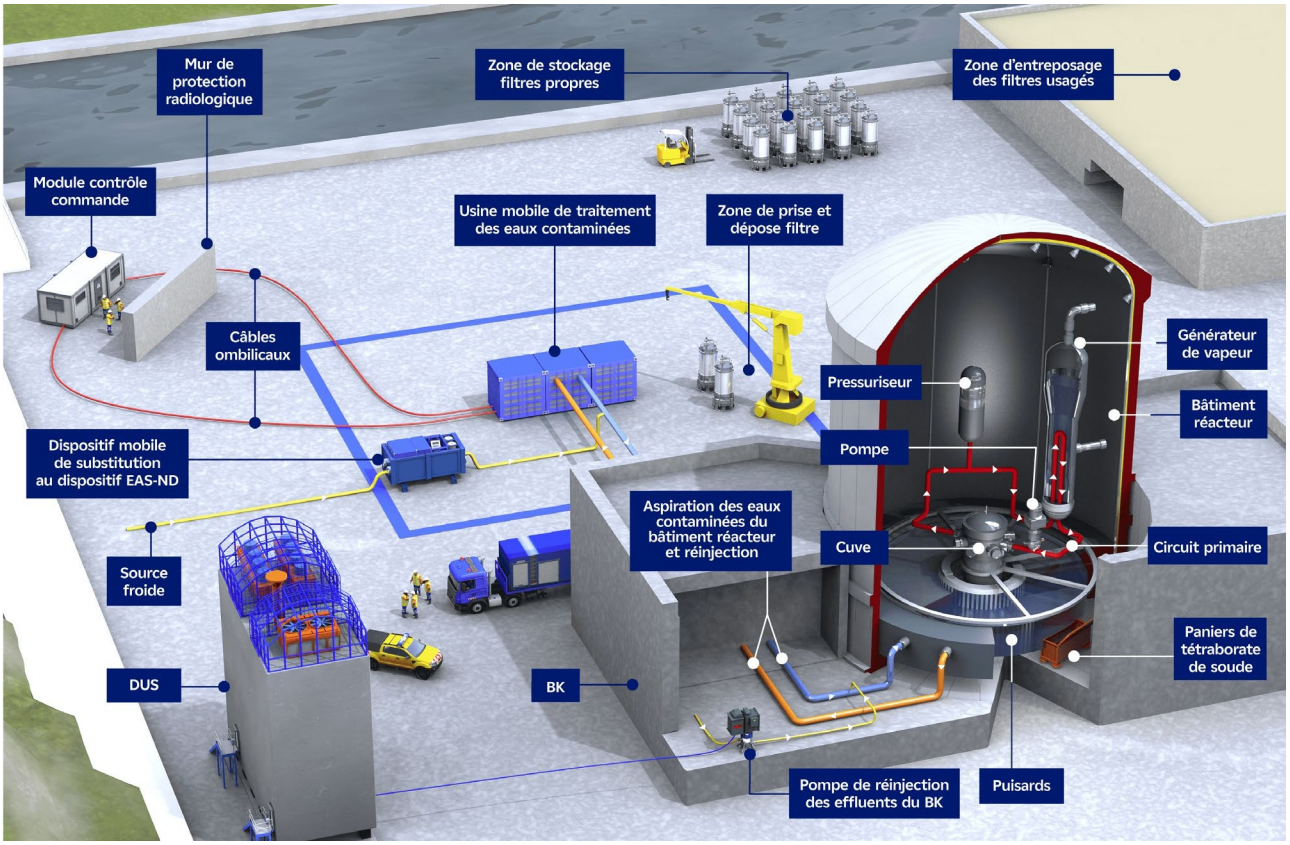
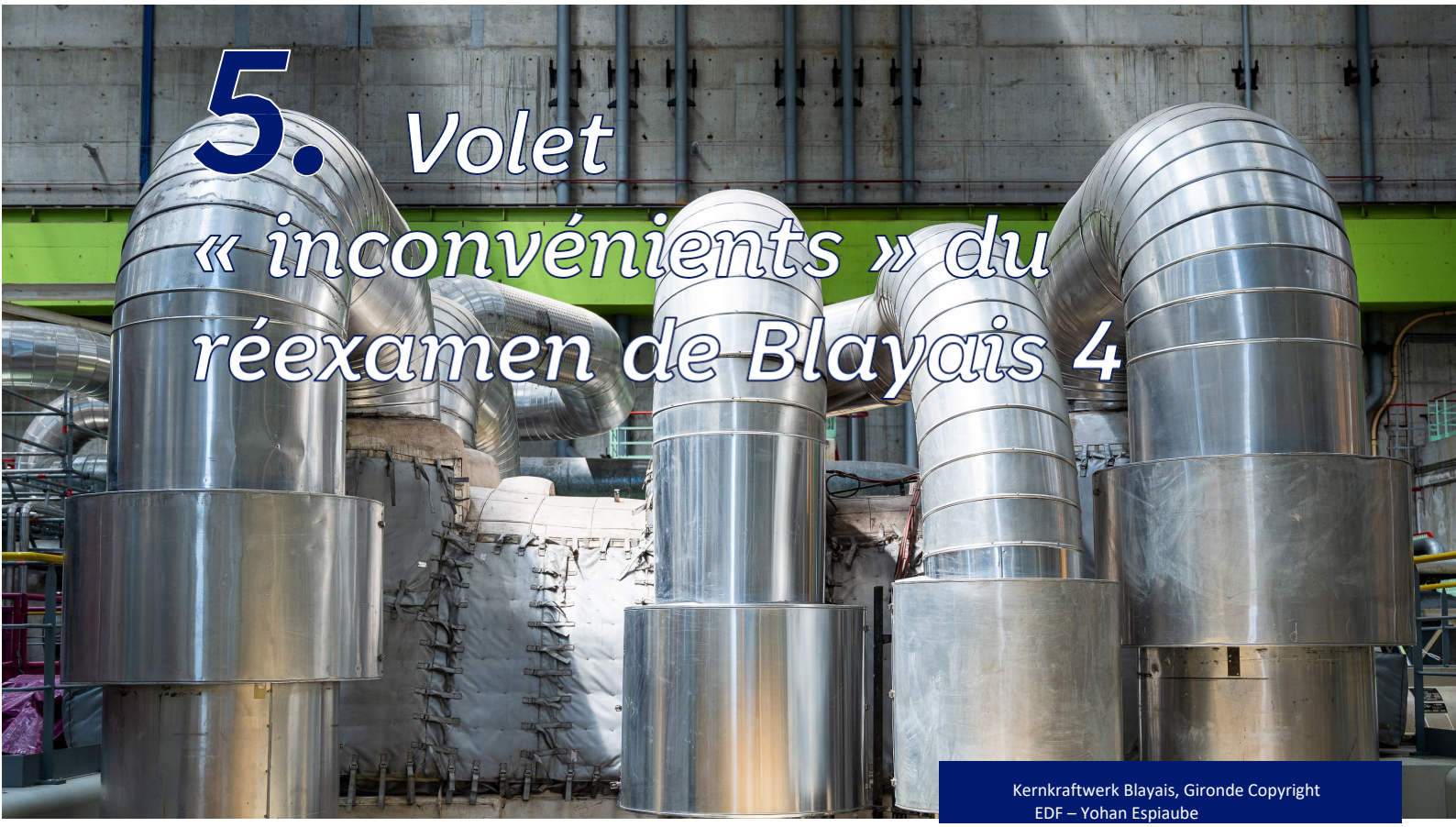


Abbildung 20. Schematische Darstellung der Anlage zur Dekontamination des Wassers aus dem Reaktorgebäude



5. Volet « inconvénients » du réexamen de Blayais 4

Kernkraftwerk Blayais, Gironde Copyright EDF – Yohan Espiaube

Dieser Teil der regelmäßigen Überprüfung von Blayais 4 bezieht sich auf die Bewältigung der Nachteile, die die Anlage im Normalbetrieb aufgrund von Wasserentnahmen, Ableitungen und Abfällen sowie der von ihr möglicherweise verursachten Belästigungen (Lärm, Vibrationen, Gerüche oder Staubentwicklung) mit sich bringt.

Diese Nachteile sind Gegenstand behördlicher Vorschriften, in denen insbesondere einzuhaltende Grenzwerte festgelegt sind. Diese Grenzwerte gelten für den gesamten Standort, weshalb sich die meisten der im Folgenden dargestellten Schlussfolgerungen auf das gesamte Kraftwerk beziehen und nicht nur auf den Reaktor Nr. 4.

Das folgende vereinfachte Schema veranschaulicht die mit dem Normalbetrieb eines Reaktors im Kernkraftwerk Blayais (mit „offener“ Kühlung) verbundenen Nachteile.

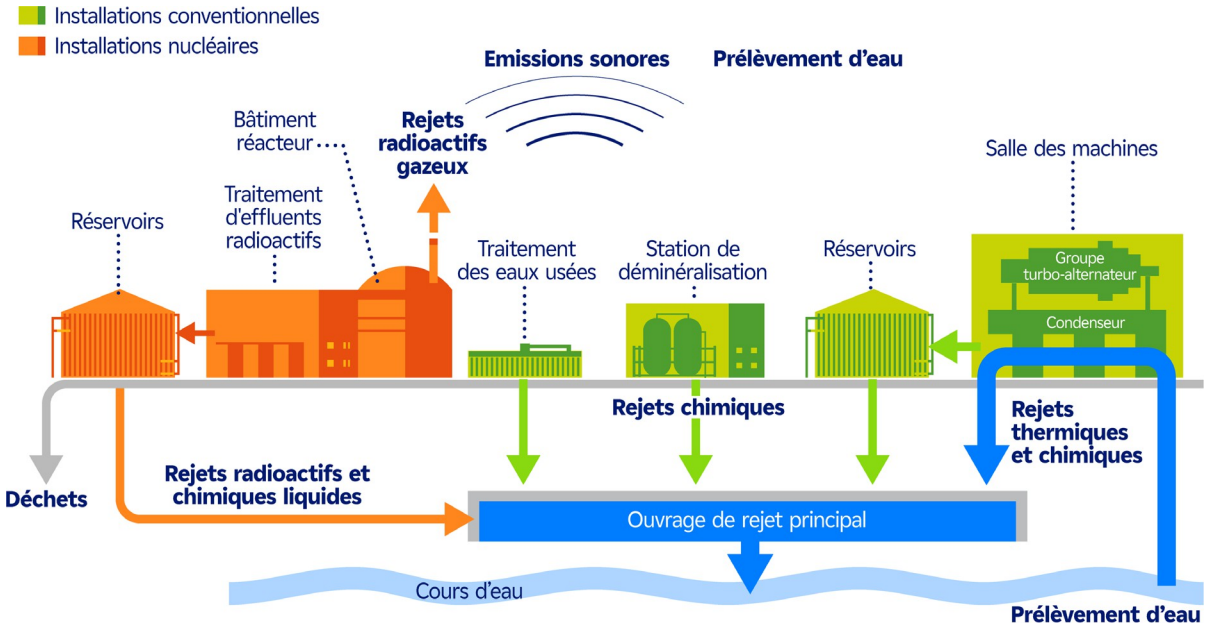


Abbildung 21. Darstellung der Nachteile nach Anlagenteilen Kaltquelle im „offenen“ Kreislauf

Gemäß den behördlichen Anforderungen umfasst der Abschnitt „Nachteile“ der Überprüfung:

- zum einen eine Bestandsaufnahme der Konformität der Anlage mit den geltenden Vorschriften sowie die Auswertung der Betriebserfahrungen aus dem vergangenen Jahrzehnt,
- andererseits die Aktualisierung der Bewertung der Nachteile, die die Anlage im Normalbetrieb für Gesundheit und Umwelt mit sich bringt, unter Berücksichtigung neuer Erkenntnisse, darunter auch solche zum Klimawandel und seinen Auswirkungen.

5.1. Maßnahmen im Hinblick auf die geltenden Vorschriften und die gewonnenen Erfahrungen

Bei der regelmäßigen Überprüfung wird die Konformität der Anlagen und Tätigkeiten der Anlage im Hinblick auf die geltenden behördlichen Anforderungen bewertet. Diese Analyse wird durch die Auswertung der Erfahrungen aus zehn Betriebsjahren ergänzt, wobei sowohl bedeutende Ereignisse als auch die Kontrolle der Wasserentnahme und des Wasserverbrauchs, der Einleitungen, der Umweltbelastungen und der Abfallbewirtschaftung berücksichtigt werden.

5.1.1. Einhaltung der Vorschriften

Die wichtigsten Rechtsvorschriften speziell im Bereich der Umweltbelastungen sind das Umweltgesetzbuch, der INB-Erlass, die generischen Entscheidungen der ASN zur Abfallentsorgung, die Begrenzung von Belästigungen sowie der Auswirkungen auf Gesundheit und Umwelt sowie die für die vier Reaktoren des Kernkraftwerks Blayais geltenden Einzelentscheidungen der ASN bezüglich der Modalitäten und Grenzwerte für Wasserentnahmen und Ableitungen.

Ergänzend zu den jährlichen Überprüfungen im Rahmen der ISO 14001-Zertifizierung des Umweltmanagementsystems des Kernkraftwerks Blayais wurde im Dezember 2025 im Rahmen der vierten periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren eine umfassende Bestandsaufnahme des Standes der Einhaltung der Vorschriften durchgeführt. Von insgesamt rund 3.800 Anforderungen wurde im Bereich des Konformitätsmanagements keine kritische Anforderung festgestellt.

Im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren durchgeführte Kontrollen haben bestätigt, dass die vorgeschriebenen Wartungs-, Kontroll- und Prüfmaßnahmen für Anlagen, die für den Schutz vor Nachteilen (EIPi) von Bedeutung sind, ordnungsgemäß umgesetzt wurden. Ergänzende Kontrollen der Anlagen zur Abwasserbehandlung und Abfallkonditionierung führten zu dem Schluss, dass die für diese Anlagen geltenden Kontroll- und Wartungsprogramme ausreichend sind.

Zusammenfassend lässt sich sagen, dass die im Rahmen der regelmäßigen Überprüfung von Blayais 4 durchgeführten Analysen bestätigen, dass das Kraftwerk so organisiert ist, dass die Einhaltung der geltenden Vorschriften jederzeit gewährleistet ist. Es sind keine weiteren Verbesserungsmaßnahmen erforderlich.

5.1.2. Zusammenfassung der gewonnenen Erkenntnisse und wichtigste Maßnahmen zur kontinuierlichen Verbesserung

Bedeutende Ereignisse

Zwischen Januar 2014 und Dezember 2023 meldete das Kernkraftwerk Blayais 61 bedeutende Ereignisse im Zusammenhang mit Störungen. Sie hatten alle keine erkennbaren Auswirkungen auf die Umwelt. Sie führten jedes Mal zur Umsetzung von Korrektur- und Vorbeugungsmaßnahmen, deren Wirksamkeit überprüft wurde. Diese Analyse der Erfahrungen aus zehn Betriebsjahren bestätigt, dass das Management bedeutender Ereignisse ordnungsgemäß in das Managementsystem des Kernkraftwerks Blayais integriert ist.

Wasserentnahme und -verbrauch

Über einen Zeitraum von 10 Jahren blieben die Wasserentnahmen und der Wasserverbrauch des Kraftwerks im Durchschnitt stabil.

Für den Betrieb der vier Reaktoren vom Typ 900 MWe hat das Kernkraftwerk Blayais durchschnittlich 4.800 Millionen m^3 Wasser pro Jahr aus der Gironde-Mündung entnommen und anschließend wieder zurückgeleitet.

Das Kernkraftwerk Blayais nutzt außerdem Süßwasser aus der Isle, durchschnittlich 700 Tausend m^3 Wasser pro Jahr. Dieses Wasser wird von der Société d'Aménagement Urbain et Rural (SAUR, Société Lyonnaise des Eaux et de l'Eclairage (SLEE)) für industrielle Zwecke bereitgestellt: zur Erzeugung von demineralisiertem Wasser für die Primär- und Sekundärkreisläufe, den Brandschutzkreislauf *usw.*

Um die Kapazität zur Aufbereitung radioaktiver Abwässer während der Stillstandszeiten zu erhöhen und die Widerstandsfähigkeit gegenüber unvorhergesehenen Ereignissen zu verbessern, nutzt der Standort seit 2003 ein mobiles Abwasseraufbereitungssystem.



Einrichtung einer mobilen Kläranlage

Pädagogische Aspekte



Eine gute Wasserqualität im Sekundärkreislauf ist unerlässlich, um Korrosionserscheinungen an den darin enthaltenen Metallen zu begrenzen. Bei der Wiederinbetriebnahme der Reaktoren ist es daher notwendig, eine erhebliche Menge Wasser im Sekundärkreislauf durch die Zugabe von entmineralisiertem und aufbereitetem Wasser zu erneuern, um die erforderliche Wasserqualität zu erreichen.

Beschreibung der Anlage

Im Jahr 2003 wurde das Kernkraftwerk Blayais mit einer mobilen Wasseraufbereitungsanlage ausgestattet, die über eine dauerhafte Verbindung an den Sekundärkreislauf angeschlossen werden kann. Bei der Wiederinbetriebnahme der Reaktoren ermöglicht diese mit verschiedenen Filterstufen ausgestattete Anlage, sehr schnell die richtigen Eigenschaften des Wassers im Sekundärkreislauf zu erreichen, wodurch sowohl die Wasserzugaben als auch die Ableitung von Abwasser aus dem Sekundärkreislauf deutlich reduziert werden. Dies trägt somit dazu bei, die für den industriellen Verbrauch entnommene Wassermenge zu verringern.

Bilanz der Abwasserableitungen

Die Analyse der radioaktiven und chemischen Abwasserableitungen des Kraftwerks über einen Zeitraum von 10 Jahren zeigt insgesamt eine allgemeine Stabilität auf niedrigem Niveau, was auf die Optimierung der Betriebsabläufe und verschiedene umgesetzte Maßnahmen zur kontinuierlichen Verbesserung zurückzuführen ist, zum Beispiel:

- Seit einigen Jahren haben Maßnahmen zur Verbesserung der Dichtheit der Brennstoffhüllen und der Kreisläufe, in denen radioaktive Gase transportiert werden, sowie – falls erforderlich – zur Verringerung der Aktivität der Radionuklide durch Aufschub ihrer Ableitung seit 2014 zu einem Rückgang der Ableitungen radioaktiver Gase geführt, wie die folgende Abbildung zeigt:

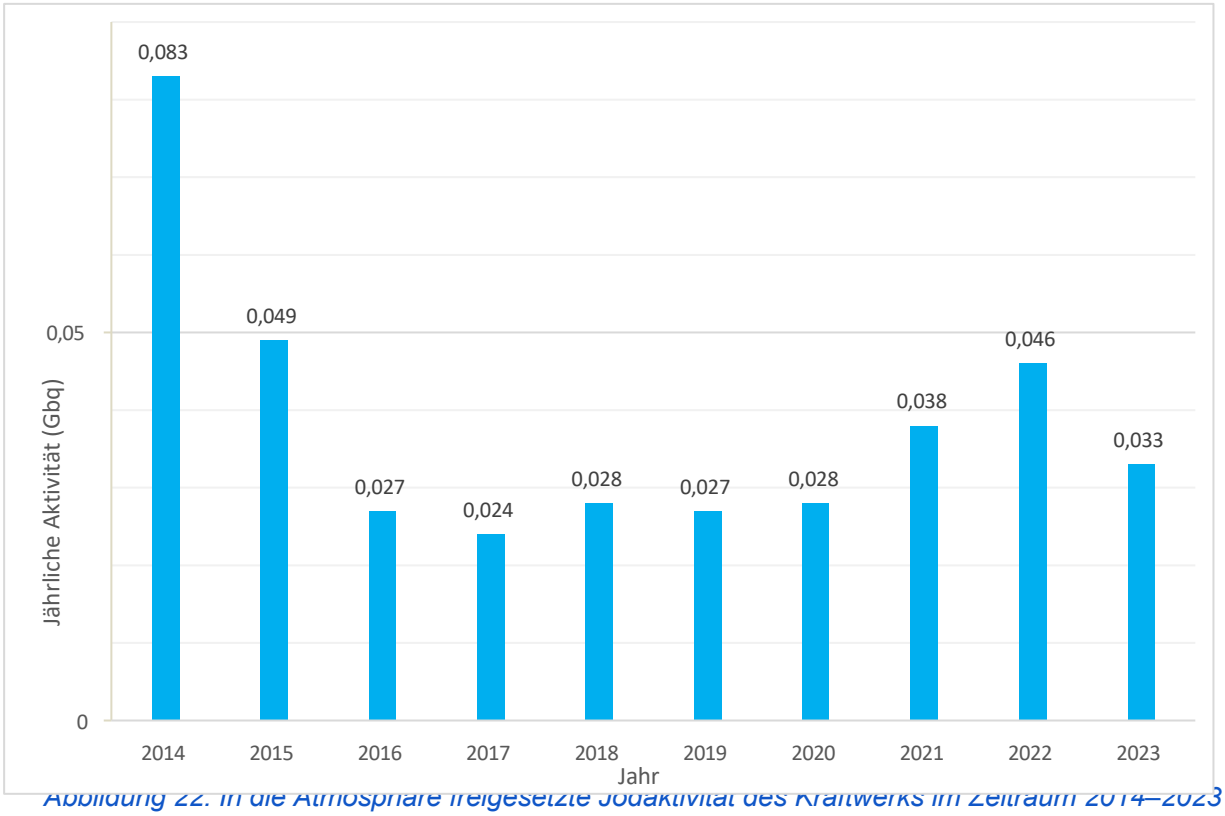


Abbildung 22: In die Atmosphäre freigesetzte Jodaktivität des Kraftwerks im Zeitraum 2014–2023
Kernkraftwerk Blayais

› Um die Freisetzungen von Hydrazinhydrat (einem zur Verhinderung von Korrosion in den Kreisläufen verwendeten Produkt) weiter zu reduzieren, wendet das Kraftwerk seit 2011 den Abbau von Hydrazin durch Belüftung mit Luft und durch Injektion von Kupfersulfat an, was zu Freisetzungen von weniger als 1 kg/Jahr/Reaktor führt.

RÉALISÉ

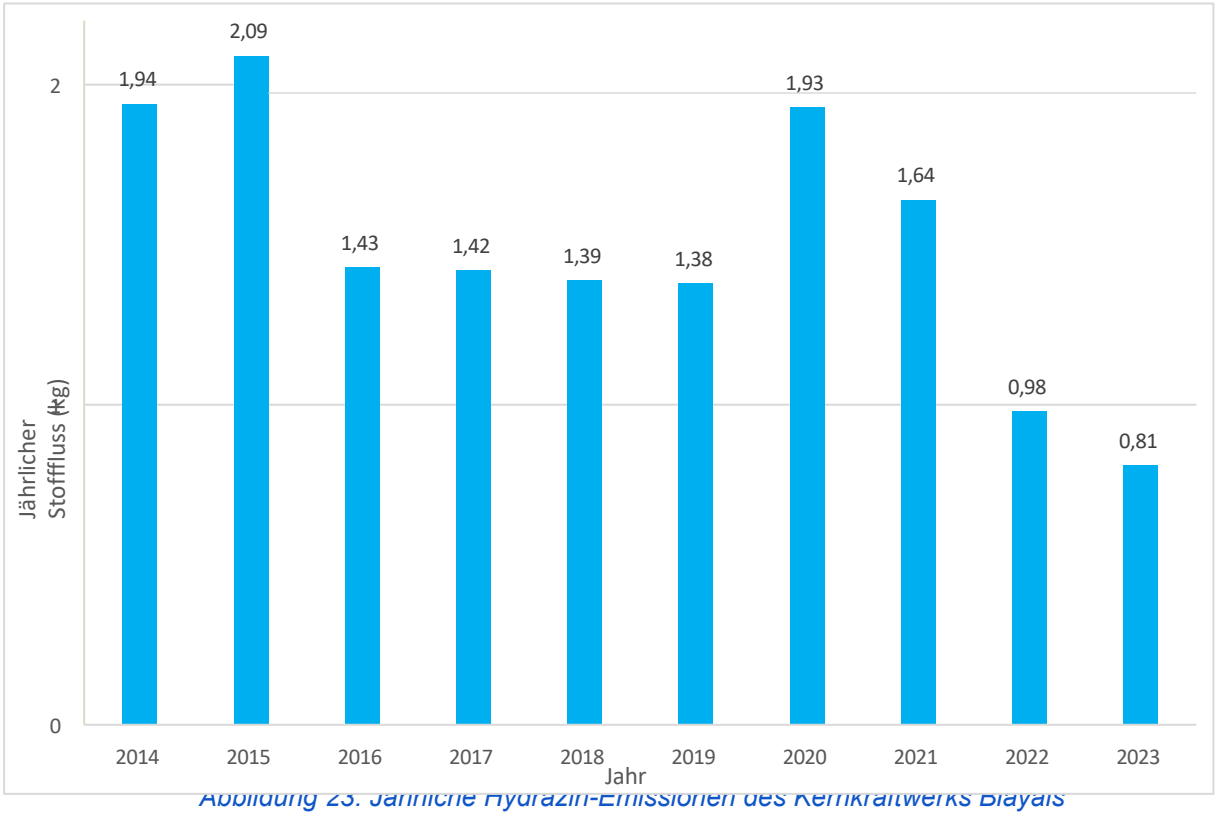


Abbildung 23: Jährliche Hydrazin-Emissionen des Kernkraftwerks Blayais im Zeitraum 2014–2023

› Seit 2017 wird das Wasser des Sekundärkreislaufs der Reaktoren des Kernkraftwerks Blayais nicht mehr mit Morpholin, sondern mit Ethanolamin aufbereitet, das eine höhere Wirksamkeit aufweist und weniger Emissionen verursacht, die zudem biologisch abbaubar sind.

RÉALISÉ

› Um die Freisetzung von radioaktivem Jodgas in die Atmosphäre aus als risikobehaftet identifizierten Räumen zu verhindern, wird vorgeschlagen, diese Räume an eine Abluftanlage mit Jodfilter anzuschließen.

PROPOSÉ

Bilanz der Wärmeabgaben

Über den Zeitraum von zehn Jahren entsprachen die Wärmeabgaben den gesetzlichen Vorschriften, mit Ausnahme einiger Überschreitungen, die jedoch keine Auswirkungen auf die Umwelt hatten.

EDF hat in den Jahren 2013, 2017 und 2021 Messungen zur Überwachung der Wärmefahne durchgeführt. Die Position der Wärmefahne variiert je nach den Bewegungen der Wassermassen im Verlauf der Gezeiten. Bei Ebbe erstreckt sich die Wärmeschlange stromabwärts; bei der Umkehr der Strömung während der Flut kehrt sich die Strömungsrichtung dann stromaufwärts um, und die Wärmeschlange wandert aufgrund der Asymmetrie zwischen Flut und Ebbe in der Mündung über eine geringere Strecke stromaufwärts als stromabwärts, was keine besonderen Maßnahmen erfordert.

Abfallbilanz

Im Bereich der Abfallbewirtschaftung war der Zeitraum 2014–2023 durch die Einführung von Maßnahmen zur Verbesserung der Kontrolle über die Lagerung von konditionierten oder in der Konditionierung befindlichen radioaktiven Abfällen gekennzeichnet.
Zwischen 2014 und 2017 war die Auslastung des TFA-Geländes gering und stabil, da die anfallenden Abfälle keine Zwischenlagerung erforderten.
Zwischen 2018 und 2022 wurden die „Ponts Verrues“ (Mouty-Brücken) durch neue ersetzt. Dies führte zur Zwischenlagerung von vier Brücken auf dem TFA-Gelände. Es handelt sich dabei um massive Metallabfälle mit einem Gewicht von jeweils 41 Tonnen (*siehe* Grafik unten).

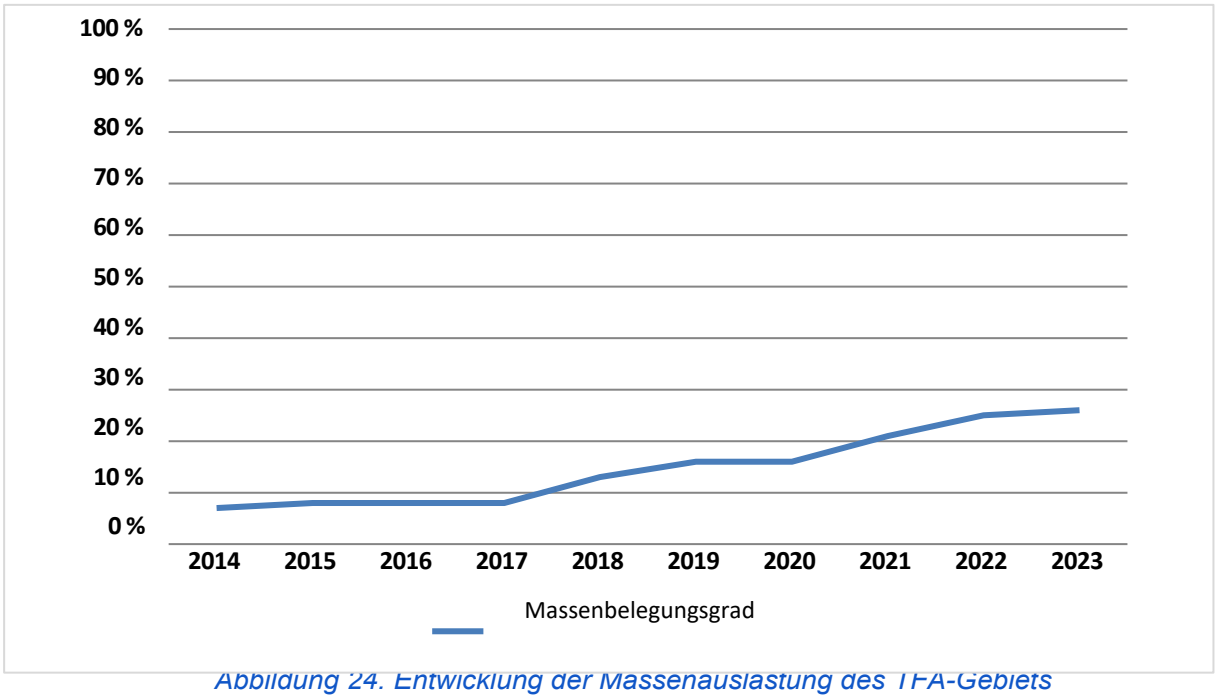


Abbildung 24. Entwicklung der Massenauslastung des TFA-Gebiets im Zeitraum 2014–2023

Im Zeitraum 2014–2023 hat die Anlage zudem den gesamten konventionellen, gesetzlich geregelten Abfall (Verpackungen, Öle, Batterien) sowie den gesamten verwertbaren Abfall verwertet (*siehe* Grafik unten).

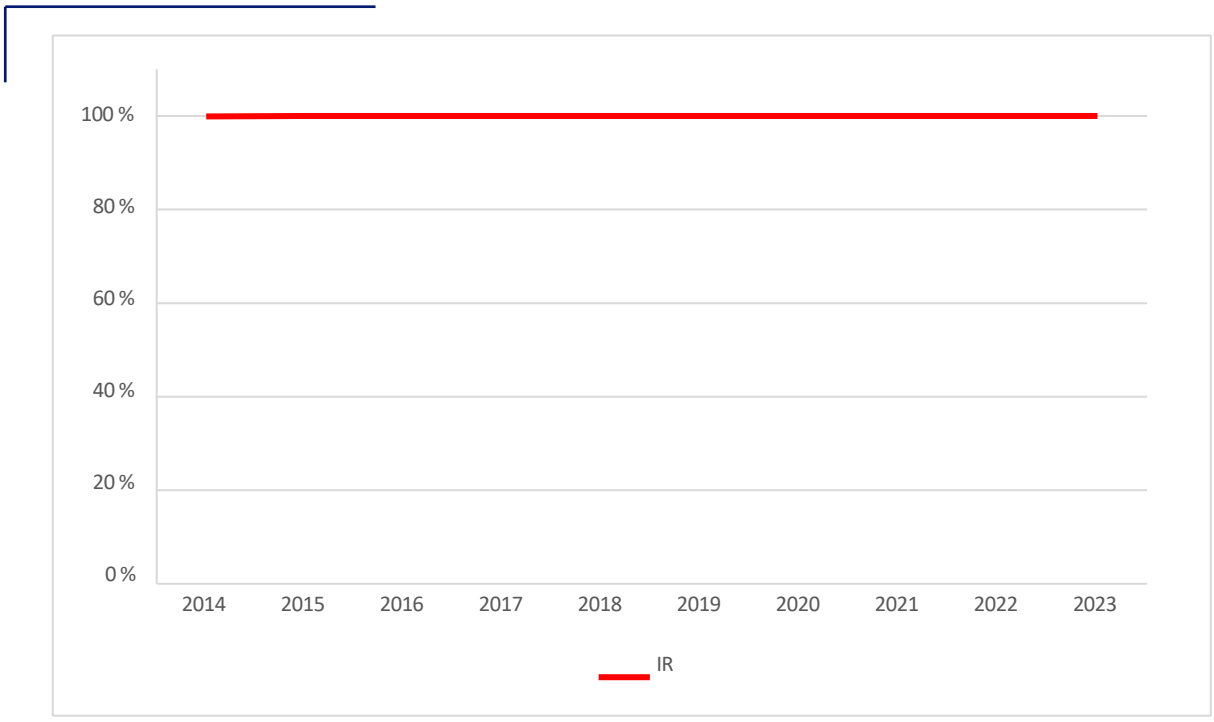


Abbildung 25. Entwicklung des Verwertungsindikators für regulierte Abfälle (IR)

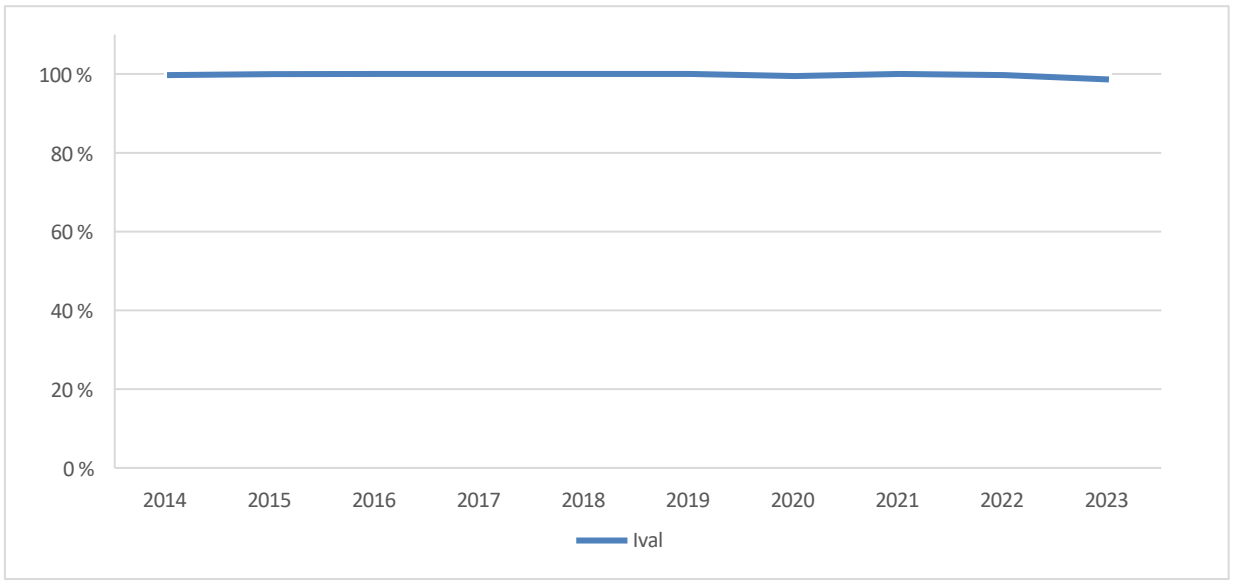


Abbildung 26. Entwicklung des Indikators für verwertbare Abfälle (Ival)

Umweltmanagement

Das Kernkraftwerk Blayais hat im Januar 2025 seine Zertifizierung erneuert und trägt damit zur Aufrechterhaltung der ISO 14001-Zertifizierung aller Kraftwerke bei. Das Umweltmanagement stützt sich im Alltag auf einen Prozess, dessen Ziele darin bestehen, Umweltauswirkungen zu identifizieren, zu verhindern und zu kontrollieren sowie zur kontinuierlichen Verbesserung der Leistungen unter Einhaltung der Umweltvorschriften beizutragen. Dies führte beispielsweise dazu, dass:

- zum Ersatz der verschiedenen IT-Anwendungen, mit denen die Umweltaktivitäten der Kernkraftwerke verwaltet wurden, durch das Informationssystem für Ableitungen und Umwelt im Nuklearbereich von EDF (SIRENe);
- zur Neugestaltung des Umweltreferenzrahmens.



Umweltüberwachung

Seit der Inbetriebnahme der EDF-Kernkraftwerke wird ein Umweltüberwachungsprogramm durchgeführt, und EDF ergreift regelmäßig Maßnahmen zur Verbesserung der Umweltüberwachungssysteme. Tägliche, wöchentliche und monatliche Kontrollen werden in terrestrischen und marinen Ökosystemen, in der Umgebungsluft, in Oberflächengewässern und im Grundwasser durchgeführt: Jedes Jahr führt das Kernkraftwerk Blayais mehr als 20.000 Messungen durch, deren Ergebnisse an die Behörden übermittelt und in Dokumenten oder Informationsmaterialien für die Öffentlichkeit verwendet werden.

Biodiversität

Als Nutzer von Land- und Gewässernaturräumen und als Grundstückseigentümer ist EDF unmittelbar von Fragen der Biodiversität betroffen. Das Kernkraftwerk Blayais engagiert sich für den Erhalt der lokalen Biodiversität im Rahmen einer proaktiven Politik zur Erweiterung des Wissens sowie zum Schutz von Fauna und Flora durch verschiedene Partnerschaften, zum Beispiel:

- mit dem Jagdverband der Gironde, der das Vogelschutzgebiet von Blayais verwaltet. Es konnten zahlreiche Maßnahmen umgesetzt werden, um ein Mosaik aus Feuchtgebieten zu schaffen, die Wasserwirtschaft des Standorts zu steuern und so das volle Potenzial für die Aufnahme von überwinternden Wasservögeln auszuschöpfen. Im Jahr 2009 wurden zudem innerhalb und außerhalb des Schutzgebiets Storchennester aufgestellt, um die Ansiedlung dieser Art zu fördern, die im Norden der Gironde bereits stark vertreten ist. Seit 2019 wird ein Bewirtschaftungsplan umgesetzt, der es ermöglicht, das Wissen über andere Artengemeinschaften (z. B. Amphibien, Schmetterlinge, Libellen) zu erweitern.
- In Zusammenarbeit mit dem Conservatoire Botanique National Sud-Atlantique (CBNSA) und lokalen Fachleuten (Semence Nature – Pépinière Naudet) wird die Verwendung von lokalem Saatgut gefördert. In diesem Rahmen wurden im Jahr 2020 etwa 2.000 m² Blumenbrachen eingesät und 100 Setzlinge im Naturschutzgebiet gepflanzt.

Der Erhalt der Artenvielfalt stand auch im Mittelpunkt der Arbeiten, die das Kernkraftwerk Blayais im Jahr 2021 an vier Abschnitten der im Flussbett der Mündung verlegten Ableitungsrohre durchführte.

Der Departementsdirektion für Raumordnung und Meeresangelegenheiten (DDTM) wurde ein Plan zum Schutz des Ökosystems vorgelegt, um die Meeres- und Landökosysteme der Mündung während der Arbeiten zu erhalten. So wurden beispielsweise wurden die verwendeten Materialien aufgrund ihrer Verträglichkeit mit der Meeresumwelt ausgewählt, die Arbeiten wurden außerhalb der Fischwanderungszeit geplant und der Einsatzort der Schiffe wurde nach einer Untersuchung der Auswirkungen der Baustelle auf die Umwelt festgelegt.

Um die Wechselwirkungen zwischen dem Kernkraftwerk Blayais und den Meeresarten besser zu verstehen, arbeitet EDF mit dem INRAE (www.inrae.fr) und MIGADO (www.migado.fr/alose/) zusammen, um den Abstieg der Maifische (Alosa alosa) in der Garonne und der Dordogne zu untersuchen. Die Ergebnisse dieser Studie werden in ein künftiges Postdoktorat einfließen, das darauf abzielt, die Kenntnisse über die räumliche Verteilung der Maifische, insbesondere rund um das Kernkraftwerk Blayais, zu verbessern. EDF führt außerdem eine Studie durch, um die Kenntnisse über die Wechselwirkungen zwischen dem Betrieb seiner Anlagen und den Wanderfischen der Flussmündung zu vertiefen, wobei zeitliche, saisonale und gezeitenbedingte Schwankungen berücksichtigt werden.

Das Programm dieser Studie sowie der vorläufige Zeitplan wurden am 18.10.2023 der CLIN und am 09.11.2023 dem Vorstand der Lokalen Wasserkommission des SAGE Estuaire vorgestellt. Die Studie basiert auf Probenahmen von Organismen an den Filtertrommeln, die sich hinter den Wasserentnahmestellen der Reaktorpaare des Kraftwerks befinden. Die Probenahmen wurden über ein biologisches Jahr hinweg durchgeführt, um repräsentativ zu sein, und die Ergebnisse der Studie werden auf der Grundlage einer statistischen Methode auf das gesamte Jahr hochgerechnet. Die Probenahmen begannen im Oktober 2024 in Zusammenarbeit mit einem auf Meeresuntersuchungen spezialisierten Dienstleister und wurden im Oktober 2025 abgeschlossen. Die gesammelten Daten werden derzeit ausgewertet. Eine ergänzende Studie zu den Glasaalen wurde ebenfalls initiiert; dabei war eine Vorstudie zu technisch realisierbaren Lösungen erforderlich, und die Wahl der Methode ist nun beschlossen.

Im Rahmen der ^{vierten}periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren wurde 2020 eine Vorabdiagnose durchgeführt. Diese Studie zeigt, dass innerhalb der Standortgrenzen die ökologischen Herausforderungen insgesamt gering sind, da die Lebensräume überwiegend vom Menschen geprägt sind. Die wichtigsten ökologischen Belange befinden sich außerhalb des Geländes des Kernkraftwerks, und zwar in Naturräumen (Ufer der Gironde, Naturschutzgebiet), deren ökologischer Wert bereits durch das Verzeichnis der ZNIEFF (Naturgebiete von ökologischem, faunistischem und floristischem Interesse) der Region Aquitaine anerkannt ist.

5.2. Maßnahmen im Hinblick auf die Aktualisierung der Bewertung der Nachteile

Gemäß dem INB-Erlass und der „Umwelt"-Entscheidung der ASN[14]wird im Rahmen des Teils „Nachteile" der regelmäßigen Überprüfung ein Verfahren zur Aktualisierung der Bewertung der Nachteile durchgeführt, die die Anlagen für die geschützten Interessen darstellen.

Analyse der Wirksamkeit der Maßnahmen zur Vermeidung und Minderung der durch das Kernkraftwerk Blayais verursachten Auswirkungen und Belastungen:

Die Vermeidung und Minderung von Beeinträchtigungen und Abfällen wird durch eine Reihe von Maßnahmen in den Bereichen Auslegung, Betrieb und Überwachung gewährleistet, die im Laufe der Jahre optimiert wurden, um den ökologischen, technischen und regulatorischen Entwicklungen Rechnung zu tragen. Ihre Auswahl ist das Ergebnis einer Analyse, die darauf abzielt, unter Berücksichtigung aller ökologischen und technischen Einschränkungen, der regulatorischen Anforderungen und der Kosten ein Gesamtoptimum zu definieren. Die Durchführung einer Technologiebeobachtung sowie die Kenntnis und Analyse internationaler Praktiken und anerkannter Leitfäden haben es ermöglicht, die von EDF für das Kernkraftwerk Blayais getroffenen technischen und strategischen Entscheidungen zu validieren: Angesichts der ökologischen Herausforderungen und der lokalen Auflagen lassen die Gesamtumweltleistungen des Kraftwerks den Schluss zu, dass die umgesetzten Maßnahmen den besten verfügbaren Techniken gleichwertig sind.

Analyse des chemischen und radiologischen Zustands der Umwelt:

Die Analyse des chemischen Zustands der Umwelt in der Umgebung des Kraftwerks stützt sich auf Messungen chemischer, physikalisch-chemischer und biologischer Parameter, die über einen Zeitraum von 10 Jahren an Messstationen innerhalb und außerhalb des Einflussbereichs der Emissionen des Kraftwerks durchgeführt wurden. Die Auswertung all dieser Daten zur Überwachung der aquatischen Umwelt in der Umgebung des Standorts über den Zehnjahreszeitraum 2011–2020 lässt den Schluss zu, dass der Betrieb des Kraftwerks keinen nennenswerten Einfluss auf die marine aquatische Umwelt hat und daher keine spezifischen Maßnahmen in diesen Punkten erforderlich sind.

Die radioökologischen Untersuchungen von Boden und Wasser in der Umgebung des Kernkraftwerks Blayais im Zeitraum
2011–2020 zeigen, dass die Radioaktivität überwiegend natürlichen Ursprungs ist (Kalium-40 und Beryllium-7). Die künstliche Radioaktivität ist hauptsächlich auf den globalen atmosphärischen Niederschlag infolge von Atomtests und den Unfällen von Tschernobyl sowie in geringerem Maße von Fukushima Daiichi zurückzuführen, ebenso wie auf die Ableitungen des Kernkraftwerks Blayais und des stromaufwärts an der Garonne gelegenen Kernkraftwerks Golfech.

Das Grundwasser wird regelmäßig überwacht, wobei durchschnittlich etwa 1.800 Analysen pro Jahr an rund 30 Piezometern durchgeführt werden. Einige chemische Markierungen und eine radiologische Markierung (Tritium) waren oder sind Gegenstand verstärkter Überwachungsmaßnahmen oder Korrekturmaßnahmen. Diese Markierungen wurden innerhalb des Standorts festgestellt, und die eingerichtete Überwachung hat es ermöglicht, sicherzustellen, dass sie lokal begrenzt sind.

[14] Entscheidung Nr. 2013-DC-0360 der ASN, konsolidiert am 22. Dezember 2016, über die Begrenzung von Belästigungen und der Auswirkungen auf Gesundheit und Umwelt durch kerntechnische Basisanlagen.

Was die Böden betrifft, wurden Untersuchungsgebiete entsprechend den aktuellen und früheren Aktivitäten an der Oberfläche festgelegt. Zwischen September 2020 und Juli 2021 wurden 44 Bohrungen oder Schachtbohrungen mit einem Bagger in Tiefen von bis zu 4 Metern durchgeführt, um Bodenproben zu entnehmen und chemische sowie radiologische Analysen durchzuführen: Es wurden keine chemischen oder radiologischen Markierungen festgestellt, mit Ausnahme eines Bereichs (Tritiummarkierung), für den Bewirtschaftungsmaßnahmen gelten.

Die Überprüfung der Einleitungsgrenzwerte auf der Grundlage der Erfahrungen aus dem Zeitraum 2014–2023 hat deren Vereinbarkeit mit den Betriebsbedingungen des Kraftwerks bestätigt.

Darüber hinaus werden die Ableitungen radioaktiver Flüssigabfälle aus dem Kraftwerk durch zwei unabhängige Messketten überwacht, wobei die Ableitung im Falle einer Anomalie bei einer der beiden automatisch gestoppt wird, was den Erwartungen hinsichtlich des Risikos von Ableitungen außerhalb der Grenzwerte entspricht.

Abfälle

Im Zeitraum 2014–2023 wurden am Standort gemäß den Bestimmungen für radioaktive Abfälle fast 30.000 Versandstücke verpackt. Etwa 0,06 % davon wiesen Eigenschaften auf, die mit den Behandlungs- oder Endlagerungswegen nicht vereinbar waren. Diese wurden vor ihrer Entsorgung einer gesonderten Untersuchung unterzogen.

Lärmemissionen

Zwischen Februar und März 2021 wurde im Kernkraftwerk Blayais eine akustische Messkampagne durchgeführt. Die Auswertung der durchgeführten Messungen zeigt, dass die Lärmpegel des Kernkraftwerks Blayais den Vorschriften entsprechen, abgesehen von einigen wenigen Überschreitungen, die keine nennenswerten Lärmbelästigungen verursachen und für die EDF im Rahmen der Erneuerung der Genehmigungen für Wasserentnahmen und Ableitungen des Kernkraftwerks Blayais bei der ASN einen Antrag auf eine abweichende Regelung gestellt hat.

So hat die ASN bei Erlass der neuen Genehmigungen für die Wasserentnahme und -ableitung des Kernkraftwerks Blayais im Juni 2023 gemäß Artikel 4.3.5 des INB-Erlasses und unter Berücksichtigung der besonderen Merkmale der Anlage, ihrer Umgebung sowie technischer und wirtschaftlicher Erwägungen eine abweichende Bestimmung erlassen.

6. Maintien dans le temps des installations



EDF-Kernkraftwerk Blayais, Gironde
© Copyright EDF – Yohan Espiaube

6.1. Altersmanagement und Veralterung

Der Ansatz zur Bewältigung der Alterung und zur Behandlung der Veralterung bei den in Betrieb befindlichen Reaktoren der EDF stützt sich auf:

- der Alterungsüberwachung von Systemen, Strukturen und Komponenten,
- der Instandhaltung,
- den Umgang mit der Veralterung von Ausrüstung und Ersatzteilen.

Die wichtigsten vom Betreiber in diesem Bereich getroffenen oder vorgeschlagenen Maßnahmen dienen zwei Zielen:

- den Nachweis, dass nicht austauschbare Ausrüstungen auch nach 40 Jahren ihre Funktion erfüllen können:

RÉALISÉ

  - Was den Reaktorbehälter betrifft, so ist im Rahmen der 4. Überprüfung der 900-MWe-Stufe
    - ist die für die vollständige Requalifizierung des Hauptprimärkreislaufs (CPP) von Blayais 4 durchgeführte Wasserdruckprüfung zufriedenstellend,
    - es wurden Zusammenfassungen erstellt, um seine Betriebsfähigkeit nach einem konservativen deterministischen Ansatz (Neutronik, Werkstoffe, Mechanik usw.) nachzuweisen. Sie befassen sich sowohl mit der theoretischen Untersuchung des größten hypothetischen, nicht nachweisbaren generischen Defekts (der alle

Reaktorbehälter der 900-MWe-Kraftwerke) als auch mit reaktorspezifischen Untersuchungen auf der Grundlage der Ergebnisse der bei der 10-Jahres-Inspektion Nr. 4 (VD4) durchgeführten Prüfungen,

- Die Einbringung von Hafnium, einem neutronenabsorbierenden Material, in die Brennelemente des Reaktors Blayais 4 gegenüber den Bereichen des Reaktorbehälters, die der stärksten Neutronenbestrahlung ausgesetzt sind, ermöglicht eine Verringerung der vom Reaktorbehälter aufgenommenen Neutronenfluenz (integrierter Neutronenfluss über die Betriebsdauer des Reaktors).

➢ Was die Sicherheitsbehälter betrifft, so wird deren mechanischer Zustand kontinuierlich durch Überwachungssysteme (z. B. Verformungsmessungen) überwacht und bei jeder zehnjährigen Inspektion einer Druckprüfung unterzogen. Diese Prüfung fand vom 13. bis 17. August 2025 am Sicherheitsbehälter von Blayais 4 statt, wobei die Ergebnisse den Erwartungen entsprachen.

› um nachzuweisen, dass die austauschbaren Bauteile ihre Funktion nach 40 Jahren noch erfüllen können, oder um sie entweder auszutauschen oder zu sanieren.

Komponenten, deren Leistungsfähigkeit aufgrund ihrer Alterung nachlassen könnte und deren Ausfall Auswirkungen auf die Sicherheit haben kann, werden dokumentiert und regelmäßig aktualisiert: Alterungsanalyseblatt pro Komponente und Zusammenfassung der Eignung für den weiteren Betrieb pro Reaktor. In diesem Zusammenhang wurden im Rahmen der VD4 Inspektionen sowie Kontrollen und Wartungsmaßnahmen an den folgenden Systemen, Strukturen und Komponenten durchgeführt: Bauwerkskonstruktion, Leitsystem, für den Einsatz in nuklearen Umgebungen qualifizierte elektrische Kabel, elektrische Durchführungen, mechanische und elektromechanische Anlagen, elektrische Anlagen und Messtechnik.

Die aus den Ergebnissen dieser Studien abgeleiteten technischen Maßnahmen werden im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren umgesetzt, wobei die beiden wichtigsten Maßnahmen im Folgenden vorgestellt werden.



Modernisierung des Systems zur Messung der Kernleistung (RPN)

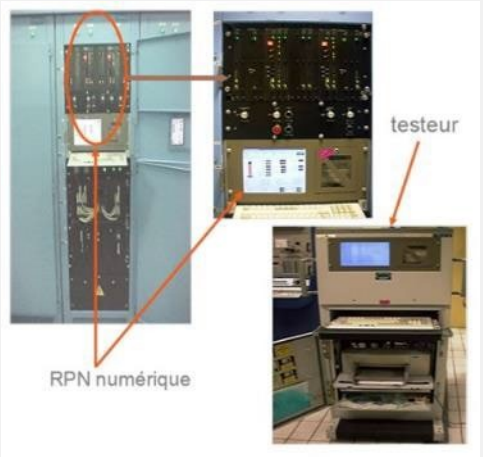
Pädagogische Aspekte

Das System zur Messung der Kernleistung (RPN) ermöglicht die permanente Überwachung der Reaktorleistung.

Beschreibung der Maßnahme

Ersatz der ursprünglichen analogen Leittechnik durch eine digitale Technologie, die von der in Kernkraftwerken der 1300-MWe-Klasse abgeleitet ist, unter Beibehaltung aller bestehenden Funktionen.

Die wichtigsten betroffenen Räume sind das Elektroraumgebäude und die an den Kontrollraum (SDC) angrenzenden Räume.



Regel- und Relaisschrank

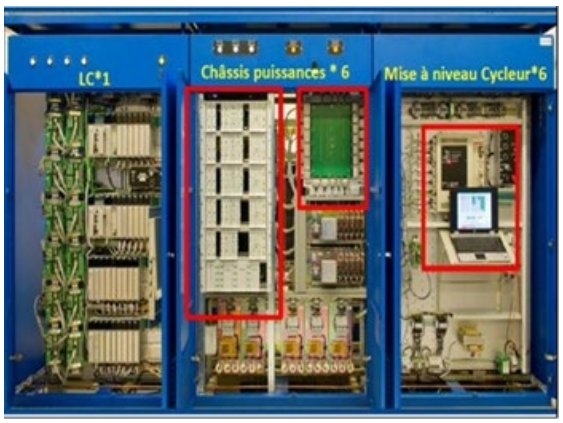
Behandlung der Veralterung oder des Ausfalls von Komponenten des Reaktor-Steuerstabs-Regelsystems (RGL)

Beschreibung der Anordnung

Austausch der Regel- und Relaisschränke sowie Ausbau bestimmter Schalter, die in diesen Schränken nicht mehr funktionsfähig sind.

Sanierung der zugehörigen Verkabelung.

Diese Steuerungs- und Regelungselemente befinden sich hauptsächlich im Elektroraum und im Kontrollraum.



Im Rahmen des Ende 2021 begonnenen Vorfalls „Spannungskorrosion“ an den Hilfsleitungen des Hauptprimärkreislaufs (CSC) konnten die an den verschiedenen Reaktoren des Parks durchgeführten Gutachten zeigen, dass die 900-MWe-Reaktoren, wie beispielsweise die des Blayais-Kraftwerks, kaum oder gar nicht anfällig für das Phänomen der Spannungskorrosion sind. Eine Strategie für den Umgang mit dem Kernkraftwerkspark sowie ein damit verbundenes Kontrollprogramm wurden festgelegt und werden in Absprache mit der Behörde für nukleare Sicherheit und Strahlenschutz regelmäßig überprüft.

Was den Reaktor Nr. 4 in Blayais betrifft, führten die Kontrollen im Jahr 2024 zum Austausch eines Rohrbogens in der Einspeiseleitung der RIS-Akkumulatoren, die an den Kaltkanal Nr. 2 angeschlossen ist, sowie eines Rohrbogens in der Leitung des Stillstandskühlsystems, die an den Heißkanal Nr. 2 angeschlossen ist.

6.2. Für Unfallbedingungen qualifizierte Ausrüstung

Die Qualifizierung unter Unfallbedingungen ist ein Verfahren, das gewährleisten soll, dass die erforderlichen Komponenten in der Lage sind, ihre Sicherheitsfunktionen in den Unfallsituationen zu erfüllen, denen sie potenziell ausgesetzt sind (Druck, Temperatur, Feuchtigkeit, Strahlungswerte, Erdbeben usw.). Ursprünglich wurde die Qualifizierung der Komponenten unter Unfallbedingungen unter der Annahme einer Betriebsdauer von 40 Jahren festgelegt.

Das Industrieprogramm von EDF sieht im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung vor, nachzuweisen, dass die Qualifizierung der Ausrüstung für Unfallbedingungen nach 40 Jahren weiterhin gegeben ist, oder deren Austausch bzw. Sanierung.

Bei den mechanischen Anlagen konnten durch Gutachten überprüft werden, dass die an Armaturen und Pumpen festgestellten Alterungsmechanismen den Erwartungen entsprechen und dass keine neuen Alterungsmechanismen festgestellt wurden. Die Betriebsfähigkeit dieser Geräte nach 40 Jahren wird bestätigt, sofern die Wartungsmaßnahmen fortgesetzt werden, die darauf abzielen, alterungsanfällige nichtmetallische Komponenten regelmäßig zu ersetzen.

Was die elektrischen Anlagen betrifft, so wird die Aufrechterhaltung der Eignung unter Unfallbedingungen durch verschiedene Nachweismethoden sichergestellt, die von der Analyse über die Probenentnahme zur Prüfung bis hin zum Austausch reichen. Das Ergebnis dieses abgestuften und umfassenden Vorgehens führt zu einer erhebliche Anzahl vorbeugender Austausche von Komponenten sicherheitsrelevanter Systeme, die während der VD4 durchgeführt wurden.

RÉALISÉ

Austausch elektrischer Komponenten

Beschreibung der Maßnahme

Austausch von:

- 48-V- und 125-V-
- Leistungsschalter, 48-V- und 125-
- V-Relais,
- Hilfskontakte an Stromabzweigungen,
- verschiedene elektrische Komponenten und Steuerungselemente.



7. Conclusion

EDF-Kernkraftwerk Le Blayais, Gironde
© Copyright EDF – Yohan Espiaube

Für die 4 periodische Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren hat EDF als allgemeine Leitlinie festgelegt, die für Reaktoren der 3 Generation festgelegten Ziele der nuklearen Sicherheit anzustreben, wobei der EPR-Flamanville 3 als Referenzreaktor von EDF dient.

Die Umsetzung dieses allgemeinen Ziels beginnt mit einer Überprüfung der Konformität der Anlagen mit den geltenden Vorschriften, verbunden mit einer beträchtlichen Anzahl von Kontrollen vor Ort und der umgehenden Behebung etwaiger festgestellter Mängel.

Die Überprüfung wird fortgesetzt mit der Festlegung und Umsetzung der von EDF vorgesehenen Maßnahmen zur Erreichung der Sicherheitsverbesserungsziele, die anhand der folgenden vier Hauptthemenbereiche definiert wurden:

- Unfälle ohne Kernschmelze: Verringerung der radiologischen Folgen unter die Schwellenwerte für die Einleitung von Notfallschutzmaßnahmen für die Bevölkerung,
- Extremereignisse: Berücksichtigung von Extremereignissen höherer Schweregrade – insbesondere Dürre, Hitzewelle, Überschwemmung, Erdbeben – sowie Einrichtung von „Hard-Core“-Anlagen zur Stärkung der Widerstandsfähigkeit der Anlagen gegenüber extremen Ereignissen wie Erdbeben, Tornados und Überschwemmungen,
- Brennstoffbecken: Einrichtung einer zusätzlichen, von den bestehenden Anlagen unabhängigen Kühlmöglichkeit,
- Unfälle mit Kernschmelze: Hinzufügung von Maßnahmen, darunter die sogenannten „Hard-Core“-Anlagen, um frühe und umfangreiche Freisetzungen äußerst unwahrscheinlich zu machen und dauerhafte Auswirkungen auf die Umwelt zu vermeiden.

Es handelt sich um eine weitreichende Sicherheitsmaßnahme für den in Betrieb befindlichen Kernkraftwerkspark mit wesentlichen Weiterentwicklungen in der Auslegung und im Betrieb, die Gegenstand eingehender Folgenanalysen waren

. Zudem wurden Schulungs- und Begleitmaßnahmen für die Teams eingerichtet, die die neuen Vorkehrungen umsetzen werden.

Darüber hinaus hat EDF eine Überprüfung der negativen Auswirkungen der Anlage (Auswirkungen auf die Umwelt im Normalbetrieb) durchgeführt: Überprüfung der Einhaltung der Vorschriften, mehrjährige Bilanzen zu Wasserentnahmen und -verbrauch, Ableitungen, Umweltbelastungen und Abfallwirtschaft. Angesichts der ökologischen Herausforderungen und der lokalen Auflagen für das Kernkraftwerk Blayais wurden in den vergangenen Jahren Maßnahmen auf dem Stand der besten verfügbaren Techniken ergriffen. Zudem ergab die Analyse der chemischen, ökologischen und radiologischen Überwachungsdaten keinen signifikanten Einfluss der Anlage auf die Umwelt.

Schließlich umfasst die 4 periodische Überprüfung einen Teilbereich zur langfristigen Erhaltung der Anlagen: Alterung, Veralterung und Eignungsprüfung der Ausrüstung unter Unfallbedingungen. Sie stützt sich auf ein umfangreiches Programm zur Überprüfung der Funktionsfähigkeit der Ausrüstung, das den Austausch bestimmter Ausrüstungsteile vorsieht.

Nach Abschluss des öffentlichen Anhörungsverfahrens wird EDF die beschlossenen Maßnahmen für die Fortsetzung der Überprüfung von Blayais 4 während der nächsten planmäßigen Abschaltungen der Anlage umsetzen.



8. Glossaire

EDF-Kernkraftwerk Blayais, Gironde
© Copyright EDF – Bruno Amsellem

Abkürzungen	Bezeichnung
4e RP 900	4e Regelmäßige Überprüfung der 900-MWe-AAC-Reaktoren
AAR	Automatische Reaktorabschaltung
ACEM	Brennelemente, die gerade gehandhabt werden
IAEO	Internationale Atomenergie-Organisation (engl. IAEA: International Atomic Energy Agency)
AIF	Blitzschlag-Auswirkungsanalyse
AIP	Für den Schutz von Interessen wichtige Tätigkeit
AMC	Massiver Zustrom von Ablagerungen (Äste, Laub, vom Fluss mitgeführte Gegenstände)
AN	Normaler Stillstand
ANCCLI	Nationaler Verband der lokalen Informationskommissionen und -ausschüsse
ANDRA	Nationale Agentur für die Entsorgung radioaktiver Abfälle
AN/GV	Normale Abschaltung des Dampferzeugers (GV)
AN/RRA	Normale Abschaltung des RRA

AP	Parc-Fall
APG	Entlüftungssystem der Dampferzeuger
API	Abschaltung wegen Wartungsarbeiten
API SO	Abschaltung bei ausreichend geöffneter primärer
Absperrvorrichtung APR	Abschaltung zum Nachfüllen
APRP	Unfall mit Verlust des Primärkühlmittels
APRP 2A	Störfall mit Verlust des Primärkühlmittels – doppelt geöffnete Schiebeklappe APRP BI
	Unfall mit Verlust des Primärkühlmittels – Zwischenbruch
ARE	Normales Versorgungssystem für Dampferzeuger ASG
	Notversorgungssystem für Dampferzeuger ASG-ND
	Sekundärkühlsystem „Harter Kern“
ASN	Behörde für nukleare Sicherheit
ASNR	Behörde für nukleare Sicherheit und Strahlenschutz (ehemals
ASN) ATEX	Explosionsgefährdete Atmosphäre
ATWS	Anticipated Transient Without Scram (Vorhergesehener Transient ohne automatische Reaktorabschaltung)
BAC	Gebäude für die Aufbereitungshilfskräfte
BAN	Gebäude für nukleare Hilfsanlagen
BK	Brennstoffgebäude
BL	Gebäude für die elektrischen Anlagen
BLEVE	Boiling Liquid Expanding Vapor Explosion (explosionsartige Verdampfung infolge des Bruchs eines Behälters, der eine Flüssigkeit enthält, deren Temperatur deutlich über ihrer Siedetemperatur bei Atmosphärendruck liegt)
BONNA (Rohrleitung)	Betonrohr mit Blechauskleidung
BPVA	Erweiterte Niederdruck-Dampfleitung
BR	Reaktorgebäude
BT	Niederspannung
BW	Gebäude mit den Nebenräumen des BR
Cb	Bor-Konzentration
CBAT	Betonrohr mit Blechkern
CC ND	Leitsystem „Hardcore“
CCL	Lokales Krisenzentrum
CDG	Falsche Positionierung, Ausfall von Clustern oder einer Gruppe von Clustern
CDU	Einziges Ausfallkriterium
CEA	Kommissariat für Atomenergie und alternative Energien
EMV	Elektromagnetische Verträglichkeit

CEPP	Dichtungssystem der Primärpumpen
CFC	Zusätzliche Betriebsbedingungen
CFI	Filtration des Kreislaufwassers
CLA	Wellen
CNCE	Nationale Gesellschaft der Untersuchungsbeauftragten
CNDP	Nationale Kommission für öffentliche Debatten
CNI	Kette der nuklearen Instrumentierung – Mittelstufe
CNP	Nukleare Messkette – Leistungsstufe
CNPE	Kernkraftwerk zur Stromerzeugung
CNS	Kerntechnische Messkette – Quellenebene
CPP	Hauptprimärkreis
CPY	Reaktorgruppe mit einer Leistung von 900 MWe und ähnlichem Design (umfasst die Baureihen CP1 und CP2)
CSA	Endlagerstätte „Centre de Stockage de l'Aube“ (ANDRA)
CSC	Spannungskorrosion
CSP	Hauptsekundärkreis
DA	Änderungsantrag
DAC	Verhaltensanalyseunterlagen
DAO	Optimales Auskultationsgerät
DAPE	Akte zur Eignung für den weiteren Betrieb
DC	Ergänzender Bereich oder Ergänzende Bestimmung
DCA	DCC-LH-Stoßwellenschutzsystem
	Gemeinsame Fehlerursache der LH-Schaltanlagen
DCH	Direct Containment Heating (Direkte Beheizung des Sicherheitsbehälters)
DDOCE	Verschleiß oder Fehlfunktion von Bauwerken, Kreisläufen oder Anlagen DEL
	System zur Erzeugung und Verteilung von Kaltwasser für die elektrischen Räume der Kühlaggregate
DEG	System zur Erzeugung und Verteilung von Kaltwasser in den ASG-Räumen
DIL	Unkontrollierte Verdünnung von Borsäure
DMCP	Vorübergehender Druckabfall im Primärkreislauf
DMRI	Maßnahmen zur Brandrisikokontrolle
DOR	Leitfaden für die regelmäßige Überprüfung
DP	Sonderantrag
DPN	Direktion für Kernenergieerzeugung (EDF)
DRR	Vorgaben für behördliche Unterlagen
DUS	Notstromdiesel

DUV	Belüftungssystem für die DUS-Räumlichkeiten
DVC	Lüftungs- und Klimaanlage der Räumlichkeiten – Leitwarte und Sonstiges
DVD	Lüftungs- und Klimaanlage der Räume – Dieselräume
DVE	Raumlüftungs- und Klimaanlage – Verkabelungsdeck
DVF	Rauchkontrollsystem für elektrische Räume
DVG	Lüftungssystem für die Steuerungen der Aggregatgruppen und ASG-Pumpen DVH Notbelüftungssystem für Räume – Ladepumpenräume DVI Lüftungssystem für RRI-Räume
DVK	Lüftungs- und Klimaanlage für Räume – Brennstoffgebäude
DVL	Raumlüftungs- und Klimatisierungssystem – Elektrikgebäude
DVN	Raumlüftungs- und Klimatisierungssystem – Gebäude für nukleare Hilfsanlagen
DVP	Lüftungs- und Heizungssystem der Pumpstation
DVS	Lüftungssystem für die Maschinenräume der EAS- und RIS-ISBP-Pumpen – Gebäude der Notstromversorgung
DVW	Lüftungssystem für die Nebenräume
EAS	Wassersprühsystem im Sicherheitsbehälter EAS-ND System zur Ableitung der Restleistung aus dem Sicherheitsbehälter
EAU	Mess- und Überwachungssystem für den Sicherheitsbehälter (Zustandsüberwachung und seismische Messungen)
EBA	Lüftungssystem mit offenem Kreislauf bei Stillstand des Reaktorblocks
EC	Abweichung von den Vorgaben
ECOT	Konformitätsprüfung der Blöcke
ECP	Verfahren für den Störfallbetrieb des Primärkreislaufs
ECS	Ergänzende Sicherheitsbewertungen
ED	Zehnjahresprüfungen
EDA	Ausrüstung für den Fall eines Angriffs
EDF	Électricité de France
EDG	Auswurf eines Traubenstrauchs
Dominoeffekte	Auswirkungen eines gefährlichen Ereignisses, das eine oder mehrere Anlagen eines Betriebs betrifft und ein weiteres Ereignis an einer benachbarten Anlage oder einem benachbarten Betrieb auslösen könnte, was zu einer allgemeinen Verschlimmerung der Auswirkungen des ersten Ereignisses führt

Klippen-Effekt	Plötzliche Veränderung des Verhaltens einer Anlage, die bereits ausreicht, um eine geringfügige Abweichung vom vorgesehenen Unfallszenario zu bewirken, wodurch sich die Folgen des Unfalls erheblich verschärfen.
EF2 – EF4	Intensitätsstufen auf der Enhanced-Fujita-Skala (die Enhanced Fujita-Skala, kurz EF, ist eine Skala zur Einstufung der Stärke von Tornados anhand der verursachten Schäden)
EIP	Wichtiges Element für den Schutz von Interessen
EIPI	Wichtiges Element für den Schutz von Interessen vor Nachteilen EIPR Wichtiges Element für den Schutz von Interessen gegenüber konventionellen Risiken Vertragsrisiken
EIPS	Wichtiges Element zum Schutz der Interessen vor Sicherheitsrisiken (radiologische Zwischenfälle und Unfälle)
EJP	Spezifische Begründungsstudie
EN	Erforderliche Ausrüstung
END	Zerstörungsfreie Prüfung
EP	Regelmäßige Prüfung
PSA	Persönliche Schutzausrüstung
EPP	Pseudo-System zur Abdichtung und Leckageüberwachung des Gehäuses
EPR	European Pressurised Reactor – Druckwasserreaktor. Gehört zur dritten Generation der Kernreaktoren
EPRESSI	Verfahren zur Bewertung der tatsächlichen Leistungsfähigkeit von Brandschutzelementen im Brandfall
EPRI	Electric Power Research Institute (Forschungsinstitut für Elektrizitätswirtschaft, das Forschungsarbeiten für die US-amerikanische Stromerzeugungsindustrie durchführt)
EPS	Probabilistische Sicherheitsanalysen
ER	Requalifizierungsprüfung
ESP	Einfachwandige Testkammer
ESPN	Nukleare Druckbehälter
ESS	Sicherheitsrelevantes Ereignis
ETY	Druckentlastungssystem des Sicherheitsbehälters – Kontrolle der Wasserstoffkonzentration im Falle eines Unfalls
EVC	Belüftungssystem für den Behälterschacht
EVF	Internes Belüftungs- und Filtersystem des Reaktorgebäudes
FAIOp	Brandbekämpfungsanweisung für den Betreiber
FARN	Schnelleinsatztruppe für den Nuklearbereich
FAV	Altersanalysedatenblatt
FE	Abweichungsblatt
FMGC	Wartungsblätter für den Tiefbau

FPPI	Dauerbetrieb bei mittlerer Leistung
GC	Tiefbau
GCTa	Umgehungssystem für die Hauptturbine mit direkter Ableitung des von den Dampferzeugern erzeugten Dampfes in die Atmosphäre
GES	Notstromaggregat
GHE	Dichtungsölsystem des Generators
IPCC	Zwischenstaatlicher Ausschuss für Klimawandel GMPP Primäre Motorpumpengruppe
GNU	Gaspark
GON	Ornithologische und Naturforschende Vereinigung
GP/GPE	Ständige Expertengruppe
GPO	Ständige Arbeitsgruppe für Leitlinien
GPR	Ständige Expertengruppe für Reaktoren
GRV	System zum Befüllen und Entleeren des Generators mit Wasserstoff (H_2) GUS –
GeUS	Notstromaggregat
GSE (CP1)	Turbinensicherheitssystem (CP1)
GV	Dampferzeuger
H1	Vollständiger Ausfall der Kältequelle
H2	Vollständiger Ausfall der Stromversorgung der Dampferzeuger
H3	Vollständiger Ausfall der Stromversorgung
H4	Einsatz einer gegenseitigen Notversorgung der Pumpen für die Sicherheitsinjektion und die Sprühflutung im Falle eines Unfalls
HCTISN	Hoher Ausschuss für Transparenz und Information zur nuklearen Sicherheit HDU Gebäude, in dem sich der Notstromdiesel befindet
Hf	Hafnium: Material, das den Neutronenfluss reduziert, dem der Hochdruckbehälter ausgesetzt ist
HTA	Hochspannung A
HTB	Hochspannung B
ICB	Wechselwirkung zwischen Corium und Beton
ICPE	Klassifizierte Anlage zum Schutz der Umwelt
IEM	Elektromagnetische Störungen
IOTA	Anlagen, Bauwerke, Arbeiten und Einrichtungen im Bereich Wasser IGALL International Generic Ageing Lessons Learned (Integriertes Programm der IAEO zum der IAEO)
INB	Kernkraftwerk der Basisausführung
INES	International Nuclear Event Scale (Internationale Skala für nukleare und radiologische Ereignisse)

INSAG	International Nuclear Safety Advisory Group (Internationale Beratungsgruppe für nukleare Sicherheit)
IPG	Wechselwirkung zwischen Brennstofftablette und Hülle
IPS	Sicherheitsrelevant, als sicherheitsrelevant eingestuft
IPS-NC	Wichtig für die Sicherheit, nicht sicherheitsrelevant
IRSN	Institut für Strahlenschutz und nukleare Sicherheit
IS	Sicherheitsinjektion
ISBP	Niederdruck-Sicherheitsinjektion
ISHP	Hochdruck-Sicherheitsinjektion
JDT	Brandmeldesystem
JPD	Feuerlöschwasserversorgungssystem außerhalb des Kernkraftwerksgeländes
JPI	Brandschutzsystem für den Kernkraftwerksbereich
JPL	Brandschutzsystem für elektrische Räume
JPP	Löschwassererzeugungssystem
KER	System zur Sammlung, Kontrolle und Ableitung flüssiger Abfälle aus dem Kernkraftwerksbereich
KHY	Wasserstoffdetektionssystem im Gebäude der nuklearen Hilfseinrichtungen KIS
	Seismisches Messsystem
KPR	Notfall-Anzeigetafel
KPS	Sicherheitsplatte
KRG	Allgemeines Regelsystem
KRT	Strahlenschutzmesssystem
KSC	Instrumentierungssystem für den Kontrollraum
KUS	Leit- und Steuerungssystem für das LHU-System
LAA	230-V-Gleichstromversorgung für die unterbrechungsfreie Stromversorgung der 220-V-Wechselstrom-Wechselrichter LNE
LBi	Erzeugung und Verteilung von 125 V Gleichstrom
LCi	Erzeugung und Verteilung von 48 V Gleichstrom
LDA	Erzeugung und Verteilung von 30 V Gleichstrom zur Regelung
LDi	Verteilung 30 V Gleichspannung
LGi	Verteilung 6,6 kV ohne Notstromversorgung
LHA/B	6,6-kV-Wechselstrom-Verteilung mit Notstromversorgung
LHC	6,6-kV-Verteilung mit Notstromversorgung
LHP/Q	Notstromversorgung 6,6 kV Wechselstrom (Stromaggregate) LHT
	Diesel-Notstromversorgung
LHU	Notstromversorgung 6,6 kV (autonome Quelle – DUS)
LKi	380-V-Verteilung ohne Notstromversorgung

LIE	Untere Explosionsgrenze
LLi	380-V-Versorgung mit Notstromversorgung
LLS	Notstrom-Turbogenerator
LNi	Erzeugung und Verteilung von 220 V Wechselstrom
LUU	Erzeugung und Verteilung von 380 V Notstrom
MC	Zustandsorientierte Instandhaltung
MCG	Steuerungsmechanismen für Anlagengruppen
MDTE	Fehlende externe Spannung
MEL	Freigesetzte Masse und Energie
MFEAN 0 %PN	Fehlfunktion des normalen Speisewassers 0 % PN MFEAN 100 % PN
	Fehlfunktion des normalen Speisewassers 100 % PN MLC Lokale
Krisenmaßnahmen	
MOX	Gemischter Kernbrennstoff auf Basis von abgereichertem Uranoxid und Plutoniumoxid (UO_2 und PuO_2) aus der Aufbereitung
MQCA	Für Unfallbedingungen qualifizierte Ausrüstung
MRI	Brandrisikokontrolle
MS	Systematische Instandhaltung
MTD	Beste verfügbare Technik
MWe	Megawatt elektrisch
N4	Reaktorblock mit einer Leistung von 1450 MWe ähnlicher Bauart
ND	Harter Kern
NRO	Bewertung der Zielerreichung
NSO	Nicht ausreichend offen
NSQP	Note für die Strategie der schrittweisen Qualifizierung
OECD	Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung OISP
	Unbeabsichtigtes Öffnen eines Sicherheitsventils des Druckhalters OISS
	Unbeabsichtigtes Öffnen eines Sekundärventils bei 0 % Pn
PA	Aktivierungsprodukte
PAI	Brandbekämpfungsplan
PAV	Lüftungsaktionsplan
MOX-PARITÄT	Brennstoffmanagement
PBES	Niedrigster Sicherheitswasserstand
PBMP	Grundprogramm zur vorbeugenden Instandhaltung
PCC	Anlagenzustandskategorie (Betriebskategorien)
PEAN	Normaler Speisewasserverlust
PEE	Prüfverfahren

PEPSSI	Bewertungsgrundsatz für die Angemessenheit der Elemente zur Brandsektorenbildung
PF	Spaltprodukte
PFG	Möglichkeit eines Großbrandes
PFI	Starker Regen
PFL	Möglichkeit eines lokal begrenzten Brandes
PGGV	Durch starken Wind verursachte Flugkörper
PGVE	Durch extreme Winde erzeugte Geschosse
PIC	Programm für ergänzende Untersuchungen
PIJ-ND	Einspritzpumpe an den Dichtungen der Primärpumpenaggregate „Noyau Dur“ PLMV
	Lokales Programm zur Alterungsbeherrschung
PLU	Lokale Regenfälle
PMC	Brennstoffhandhabungssystem
PMOX	PARITE MOX – Brennstoffmanagement
Pn	Nennleistung des Reaktorkerns
PNPP	Nationale stufenweise Planung
PPDP	Teilweiser Verlust des Primärdurchflusses
PPI	Spezifischer Einsatzplan
PPR	Grundsatzprogramm zur Umwidmung
PSCC	Schalttafel für zusätzliche Signale und Steuerungen PSPR
	Überwachungsstelle für Risikoprävention
PT ASN	Technische Vorschrift der ASN
PTAE	Vollständiger Ausfall der externen Stromversorgung und der Hauptdieselaggregate
PTC	Vollständiger Lastverlust und/oder Auslösung der Turbine
PTR	Wasseraufbereitungs- und -kühlsystem für die Schwimmbecken
PTR *bis*	Zusätzliches Wasseraufbereitungs- und Kühlsystem für Schwimmbäder PUI Interner Notfallplan
PV	Volumetrischer Schutz
PZR	Druckhalter
F&E	Forschung und Entwicklung
R1GP	Entfernung einer Leistungsregelungsgruppe
RAG	Alkali-Granulat-Reaktion
RAM	Stromversorgungssystem für die Steuermechanismen der Brennelemente-Gruppen
RAP	Passive autokatalytische Rekombinatoren
RAZ	Stickstoffspeicher- und -verteilungssystem (für nukleare Zwecke) RBPP
	Blockierter Rotor einer Primärmotorpumpe

RCD	Vollständig entladener Reaktor
RCR	Abschlussbericht zur periodischen Überprüfung
RCP	Primärkreislauf
RCV	System zur chemischen und volumetrischen Kontrolle des Wassers im Primärkreislauf
RDI	Risiken interner Dominoeffekte
RDP	Druckhalter-Ablassbehälter
RDS	Sicherheitsbericht
REA	Wasser- und Bor-Nachspeisesystem
RECS	Ergänzende Sicherheitsbewertungsberichte
REP	Druckwasserreaktor
REU	Risiko eines einzelnen Bersts
REX	Erfahrungsrückfluss
RFC	Kernschmelzrisiko
RFDP	Erzwungene Reduzierung des Primärdurchflusses
RFS	Grundlegende Sicherheitsvorschrift
RGE	Allgemeine Betriebsregeln
RGL	Steuerungssystem für die Reaktorkontrollstäbe
RGV	Austausch eines Dampferzeugers
RIC	Internes Kerninstrumentierungssystem
RIE	Explosionsgefahr durch einen großflächigen Brand von außen
RIS	Sicherheits- und Schutzsystem für den Primärkreislauf (Sicherheitseinspeisung) RNP Anstieg des Grundwasserspiegels
ROR	Bruch eines Stauwerks
RP	Regelmäßige Überprüfung
RP4	4e Regelmäßige Überprüfung
RP4 900	4e Regelmäßige Überprüfung von 900-MWe-Reaktoren RP Reaktor im Betrieb
RPC	Besondere Betriebsvorschriften
RPE	Sammelsystem für Abwässer aus dem Kernkraftwerksbereich
RPN	System zur Messung der Kernleistung
RRA	Reaktorkühlsystem im Stillstand
RRB	Bor-Wiedererwärmungssystem
RRI	Zwischenkühlsystem
RSI	Interne Sulfatierung
RTE	Bruch einer Haupttrinkwasserleitung

RTGV	Bruch eines Dampferzeugerrohrs
RTGV3	Bruch eines Rohrs eines Dampferzeugers der Kategorie 3 RTGV4
	Bruch eines Dampfgeneratorrohrs der Kategorie 4 RTHE Bruch

einer Hochdruckleitung

RTV	Bruch einer Dampfleitung
RTV3	Erheblicher Bruch einer Dampfleitung
SAPA	Aufnahmestation für kleine Anwendungen
SAR	Regelbares Druckluftverteilungssystem
SDC	Kontrollraum
SDD	Auslegungsbeben
SEC	Not-Rohwasserversorgungssystem
SEG	Diversifiziertes Wasserversorgungssystem
SEI	Schwelle für irreversible Auswirkungen
SEL	Seismic Equipment List (Liste der seismischen Ausrüstung)
SELS	Schwelle für signifikante tödliche Auswirkungen
SER	System zur Speicherung und Verteilung von entmineralisiertem Wasser
SF-ND	Kaltwasserquelle mit festem Kern
SGZ	Gasspeichersystem
SIP C	Steuerungsteil des Prozessinstrumentierungssystems
SIRENE	EDF-Informationssystem für Ableitungen und Umwelt im Nuklearbereich SMHV
	Historisch wahrscheinlichstes Erdbeben
SMS	Sicherheitsrelevantes Erdbeben
SND	Kernbeben
SOH	Soziale, organisatorische und menschliche Faktoren
SRI	Referenzsituation für das Hochwasserrisiko
SSC	Systeme, Strukturen und Komponenten
TA	Hilfstransformator
TAM	Hardware-Zugriffspuffer
TAS	Notfall-Turbo-Generator
Td	Temperatur für die Verfügbarkeit der Hardware
TE	Außergewöhnliche Temperatur
TEG	Abgasbehandlungssystem
TEP	Primärabwasserbehandlungssystem
TEPCO	Tokyo Electric Power Company – japanischer Stromerzeuger TEU
	Abwasseraufbereitungssystem

TFA	Sehr schwach radioaktiv
THE	Hochenergie-Rohrleitungen
TLD	Langzeit-Temperatur
Tnd	Temperatur ohne Materialschädigung
TOR	Alles oder nichts
TP	Haupttransformator
Segment	Produktionseinheit
TRICE	Giftig, radioaktiv, entzündlich, ätzend, explosiv
TS	Abzweigtransformator
TSD	Quellbegriff: Trümmer
TTS	Tranche „Tête de Série“
U3	Endgültiges Verfahren Nr. 3 – Einrichtung mobiler Notfallmaßnahmen für die Systeme EAS und ISBP
U5	Endverfahren Nr. 5 – Druckentlastung und Filterung der freigesetzten Stoffe, anzuwenden bei langsamem Druckanstieg im Reaktorbehälter nach einem Unfall mit Kernschmelze
VD2	Zweite zehnjährige Überprüfung
VD3-900	Dritte zehnjährige Inspektion der 900-MWe-Reaktoren
VD4-900	Vierte zehnjährige Inspektion der 900-MWe-Reaktoren
VP	Teilinspektion
WANO	World Association of Nuclear Operators (Weltverband der Kernkraftwerksbetreiber)
WENRA	Western European Nuclear Regulators Association (Verband der westeuropäischen Atomaufsichtsbehörden)
ZII	Interne Überschwemmungszonen



DOCUMENT

5

Liste der Texte, die das öffentliche Anhörungsverfahren sowie seinen Zusammenhang mit dem Verfahren zur periodischen Sicherheitsüberprüfung gemäß Art. L 593-19 des französischen Umweltgesetzbuchs regeln

Öffentliches Anhörungsverfahren über den Bericht der 4. periodischen Sicherheitsüberprüfung

Reaktor Nr. 3
Kernkraftwerk von Blayais

1. Liste der Texte, die das öffentliche Anhörungsverfahren regeln

Liste der Texte, die das öffentliche Anhörungsverfahren regeln:

- Art. L. 593-18 und L. 593-19 des französischen Umweltgesetzbuchs.
- Art. R. 593-62 bis R. 593-629 des französischen Umweltgesetzbuchs.
- Art. R. 123-2 bis R. 123-27 des französischen Umweltgesetzbuchs.

2. Zusammenhang des öffentlichen Anhörungsverfahrens mit dem Verfahren zur periodischen Sicherheitsüberprüfung gemäß Art. L 593-19 des französischen Umweltgesetzbuchs

Hintergrund der periodischen Sicherheitsüberprüfung

In Frankreich schreibt das Umweltgesetzbuch vor, dass Kernkraftwerke verordnungsgemäß ohne Betriebsdauereinschränkung zugelassen sind und periodischen Sicherheitsüberprüfungen unterzogen werden, die die internationalen Best Practices berücksichtigen.

Diese Sicherheitsüberprüfung dient folgenden Zwecken:

- *Prüfung der Situation der Anlagen im Hinblick auf die für sie geltenden Regeln,*
- *Aktualisierung der Einschätzung der Risiken oder Nachteile der Anlage für die in Art. L. 593-1 des französischen Umweltgesetzbuchs aufgeführten Interessen* (öffentliche Sicherheit, Gesundheit und Hygiene oder Umwelt- und Naturschutz)*, unter Berücksichtigung des Zustands der Anlage, der im Rahmen des Betriebs gesammelten Erfahrung, der Weiterentwicklung der Kenntnisse, unter anderem über den Klimawandel und seine Auswirkungen, sowie der für gleichwertige Anlagen geltenden Regeln. Diese Bewertung der Risiken berücksichtigt die Folgen des Klimawandels auf externe Beanspruchungen, die im Rahmen derselben zu beachten sind.*

Nach Abschluss der Sicherheitsüberprüfung legt der Betreiber der Autorité de Sûreté Nucléaire Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection (ASNR – Behörde für nukleare Sicherheit und Strahlenschutz) und dem für die nukleare Sicherheit zuständigen Minister einen Abschlussbericht über die Sicherheitsüberprüfung (RCR – Rapport de conclusions du réexamen) vor.

Nach dem 35. Betriebsjahr eines Reaktors findet ein öffentliches Anhörungsverfahren bezüglich des Abschlussberichts über die Sicherheitsüberprüfung statt (siehe unten).

Die ASNR berücksichtigt die Schlussfolgerungen des öffentlichen Anhörungsverfahrens in ihrer Analyse des Betreiberberichts und in den von ihr festgelegten Vorgaben, und legt ihre Analyse des Berichts sowie ihre Vorgaben dem für die nukleare Sicherheit zuständigen Minister vor.

Zusammenhang des öffentlichen Anhörungsverfahrens mit dem Verfahren zur periodischen Sicherheitsüberprüfung gemäß Art. L. 593-19 des französischen Umweltgesetzbuchs

Das vorliegende öffentliche Anhörungsverfahren betrifft den Abschlussbericht über die Sicherheitsüberprüfung im Rahmen der Sicherheitsüberprüfung nach dem 35. Betriebsjahr eines Kernkraftwerks und steht wie folgt mit dem Verfahren bezüglich der periodischen Sicherheitsprüfung im Zusammenhang:

- **Der Betreiber legt seinen Abschlussbericht über die Sicherheitsüberprüfung der ASNR und dem für die nukleare Sicherheit zuständigen Minister vor**.
- Anschließend **erstellt der Betreiber die Unterlagen** gemäß Art. R. 593-62-4 des französischen Umweltgesetzbuchs **für das öffentliche Anhörungsverfahren** und legt es der ASNR vor. Der für die nukleare Sicherheit zuständige Minister erhält ebenfalls eine Kopie,
  - *1. Ein Präsentationsmerkblatt aus dem die Kontaktdaten des Betreibers, der Gegenstand des Anhörungsverfahrens, die maßgeblichen Ergebnisse der Sicherheitsüberprüfung, die wichtigsten der in Punkt 3. genannten Maßnahmen und die Hauptgründe – insbesondere hinsichtlich des Schutzes der in Art. L. 593-1 genannten Interessen – aus denen sie vom Betreiber vorgeschlagen werden, sowie die wichtigsten, zur besseren Wahrung der in Art. L. 593-1 genannten Interessen seit der vorherigen periodischen Sicherheitsüberprüfung ergriffenen Maßnahmen hervorgehen;*
  - *2. Der in Abs. 1 des Art. L. 593-19 genannte Bericht, ggf. mit Ausnahme der im Rahmen eines gemäß dem letzten Abs. des Art. L. 593-18 getrennten Berichts vorgelegten Punkte;*
  - *3.1. Die Beschreibung der vom Betreiber im Anschluss an die periodische Sicherheitsüberprüfung zur Behebung der festgestellten Abweichungen oder zur besseren Wahrung der Interessen gemäß Art. L. 593-1 vorgeschlagenen Maßnahmen, die im ersten Absatz des Art. L. 593-19 aufgeführt sind;*
  - *3.2. Ein Dokument über die mit dem Betrieb des Reaktors während der nächsten zehn Jahre verbundenen Auswirkungen auf die Umwelt, einschließlich der radiologischen oder sonstigen Folgen eventueller Ereignisse oder Unfälle. Dieses Dokument kann sich auf mehrere Reaktoren desselben Standorts beziehen, insofern sie einen ähnlichen technischen Zustand aufweisen;*
  - *4. Gegebenenfalls die Ergebnisse der implementierten Konsultierungsmaßnahmen für den gemeinsamen Teil der periodischen Sicherheitsüberprüfung im Rahmen der Anwendung des Art. R. 593-62-1;*
  - *5. Die Liste der Texte, die das öffentliche Anhörungsverfahren sowie seinen Zusammenhang mit dem Verfahren zur periodischen Sicherheitsüberprüfung gemäß Abs. 2 ff. Art. L. 593-19 regeln.*
- **Die ASNR übermittelt die Unterlagen an den Präfekten** des Departements, in dem das öffentliche Anhörungsverfahren stattfinden soll. Wenn das Anhörungsverfahren mehrere Departements betrifft, erhält jeder der jeweils zuständigen Präfekten die Unterlagen.
- **Der Präfekt** (ggf. der Koordinator) **ist für die Vorbereitung und Einleitung des öffentliches Anhörungsverfahrens zuständig** (Festlegung des Umfangs der Konsultierung, Anrufung des Vorsitzenden des Verwaltungsgerichts zur Bestellung des unabhängigen Gutachters/der Anhörungskommission, Ausführung der verschiedenen Bekanntmachungsmaßnahmen der entsprechenden Unterlagen bezüglich des Aushangs, der Veröffentlichung in der Presse und der Veröffentlichung im Internet).
- **Der Präfekt ist ebenfalls zuständig für die Konsultierung der verschiedenen Gebietskörperschaften im Konsultierungsumkreis** (die betroffenen Gemeinden und Gemeindeverbände, Departements und Regionen), und zwar spätestens zum Zeitpunkt der

Einleitung des öffentlichen Anhörungsverfahrens. Er berät sich unter den gleichen Bedingungen mit dem **lokalen Informationsausschuss (CLI – Commission locale d'information)**.

- **Wenn ein Nachbarland an den Konsultationsumkreis angrenzt** oder wenn die Grenzbedingung nicht erfüllt ist, der Präfekt jedoch auf eigene Initiative oder auf Anfrage der Behörden eines anderen Mitgliedstaats der Europäischen Union oder einer Vertragspartei des am 25. Februar 1991 in Espoo unterzeichneten Übereinkommens über die Bewertung der Umweltfolgen in einem grenzüberschreitenden Rahmen der Ansicht ist, dass der Betrieb des Reaktors maßgebliche Auswirkungen auf die Umwelt in diesem Staat haben könnte, auch wenn im Konsultationsumkreis keine gemeinsame Grenze vorhanden ist**:**
  - Der Präfekt informiert diesen Staat über die Einleitung des öffentlichen Anhörungsverfahrens und legt ihm eine Ausfertigung der Anhörungsunterlagen vor. Das in Punkt 3.2 des oben genannten Art. R 593-62-4 bezeichnete Dokument und der Hinweis über die Art und Weise in der sich die öffentliche Anhörung in das Verfahren der periodischen Sicherheitsüberprüfung einfügt, werden erforderlichenfalls übersetzt.
  - Die Mitteilung über die Verordnung zur Einleitung des öffentlichen Anhörungsverfahrens legt die Fristen fest, innerhalb derer die Behörden dieses Landes ihre Absicht zur Teilnahme an dem öffentlichen Anhörungsverfahren äußern können. Das öffentliche Anhörungsverfahren kann erst nach Ablauf dieser Frist beginnen.
  - Der Präfekt übermittelt die Unterlagen an den Außenminister.
- Unter der Leitung des unabhängigen Gutachters oder der Anhörungskommission, die von der ASNR, dem Präfekten und dem Betreiber unabhängig sind, **legt der Präfekt die Dauer des öffentlichen Anhörungsverfahrens fest**.
- **Nach Abschluss der öffentlichen Anhörung obliegt es dem unabhängigen Gutachter** (oder dem Vorsitzenden der Anhörungskommission), einen Bericht zu erstellen, der den Ablauf des Anhörungsverfahrens beschreibt und die Anmerkungen der Öffentlichkeit sowie die im Rahmen des Anhörungsverfahrens gesammelten Vorschläge und eventuellen Anmerkungen des Betreibers untersucht. Er erstellt seinen Bericht einschließlich seiner begründeten Schlussfolgerungen und legt ihn dem **Präfekten** vor.
- **Der Präfekt übermittelt der ASNR** den Bericht und die Schlussfolgerungen des unabhängigen Gutachters einschließlich seiner Meinung und ggf. der Ergebnisse der Konsultierungen der Gebietskörperschaften, des lokalen Informationsausschusses (CLI – Commission locale d'information) und der Nachbarstaaten. Er legt dem für die nukleare Sicherheit zuständigen Minister eine Kopie der Unterlagen vor.
- **Die Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN – Behörde für nukleare Sicherheit) berücksichtigt die Schlussfolgerungen des öffentlichen Anhörungsverfahrens und die Ergebnisse der eventuellen Konsultierung der Nachbarstaaten** in ihrer Analyse des Betreiberberichts und in den von ihr festgelegten Vorgaben**.**



DOKUMENT

4

ZUSAMMENFASSUNG DER KONSULTATIONSMASSNAHMEN, DIE FÜR DEN GEMEINSAMEN TEIL DER 4. REGELMÄSSIGEN ÜBERPRÜFUNG DER REAKTOREN MIT 900 MWE DURCHGEFÜHRT WURDEN

Öffentliche Anhörung
zum Bericht über die
4. regelmäßige Überprüfung
des

KERNKRAFTWERK VON BLAYAIS – REAKTOR NR. 3

Erkenntnisse der EDF aus der Abstimmung zur 4.[ten] periodischen Überprüfung der Kernreaktoren mit 900 MWe



INHALT

Einleitung S. 4

Teil 1 Erkenntnisse der EDF aus dem Konsultationsprozess S. 5

Teil 2 Erkenntnisse zu den Fragen und Anmerkungen der Öffentlichkeit S. 7

2.1 THEMEN DES KONSULTATIONSDOKUMENTS

- Die Robustheit des Brennstoffbeckens S. 8
- Die Bewältigung von Unfällen mit Kernschmelze S. 9
- Berücksichtigung des Klimawandels S. 10
- Umgang mit der Alterung der Anlagen S. 12
- Kontrolle der Alterung des Sicherheitsbehälters S. 13
- Überwachung der Alterung des Reaktorbehälters S. 14
- Aufrechterhaltung der Konformität und Bearbeitung von Abweichungen S. 15

2.2 THEMEN, DIE NICHT TEIL DES KONSULTATIONSDOKUMENTS SIND

- Der Schutz von Kernkraftwerken vor böswilligen Handlungen S. . 16
- Kompetenzentwicklung und der Faktor Mensch S. 17
- Die finanzielle Rentabilität der Investitionen S. 20
- Die Information der Öffentlichkeit S. 21

Erkenntnisse von EDF für das nächste

4e periodische Überprüfung der 1.300-MWe-Kernreaktoren, S. 23

EINLEITUNG

Die Konsultation zur Verbesserung der Sicherheit der 32 französischen Kernreaktoren mit einer Leistung von 900 MWe im Rahmen der generischen Phase ihrer 4[e] periodischen Überprüfung fand vom 6. September 2018 bis zum 31. März 2019 statt. An dieser vom Hohen Ausschuss für Transparenz und Information zur nuklearen Sicherheit (HCTISN) initiierten Konsultation waren EDF als Betreiber, der für die regelmäßigen Überprüfungen verantwortlich ist, sowie die wichtigsten Akteure im Bereich der Sicherheit von Kernkraftwerken in Frankreich beteiligt: die Behörde für nukleare Sicherheit (ASN), der Nationale Verband der lokalen Informationskommissionen und -ausschüsse (ANCCLI) und das Institut für Strahlenschutz und nukleare Sicherheit (IRSN). Diese Abstimmung fand unter Aufsicht von zwei vom HCTISN benannten Garanten statt, die aus der von der Nationalen Kommission für öffentliche Debatten (CNDP) erstellten nationalen Liste ausgewählt wurden.

Das Dokument, zu dem die Öffentlichkeit um Stellungnahme gebeten wurde, ist die *„Note de Réponse aux Objectifs“* (NRO), ein offizielles Dokument, das EDF im Rahmen der Prüfung einer periodischen Überprüfung an die ASN übermittelt hat. EDF stellt darin insbesondere die Maßnahmen vor, die das Unternehmen umsetzen will, um die Ziele der 4· periodischen Überprüfung der 900-MWe-Kernreaktoren zu erfüllen. Zu diesem sehr technischen Dokument wurde eine leicht verständliche Zusammenfassung erstellt.

Es wurden 16 öffentliche Sitzungen organisiert, an denen 1.300 Personen teilnahmen; 4.000 Besucher nutzten die dafür eingerichtete digitale Plattform,
und insgesamt gingen rund 1.600 Beiträge ein.

Im Anschluss an die Konsultation hat sich EDF verpflichtet, daraus Lehren zu ziehen und diese zu veröffentlichen, womit eine der Empfehlungen des HCTISN vom 19. September 2019 befolgt wird. Dies ist das Ziel des vorliegenden Dokuments, das nach einer Analyse der Bilanz der Garanten, der Stellungnahme des HCTISN und des Protokolls des Austauschs mit der Öffentlichkeit(1) erstellt wurde.

1. Im ersten Teil erläutert EDF die Erkenntnisse und Erfahrungen, die das Unternehmen aus diesem Konsultationsprozess gewonnen hat, sowie die Maßnahmen, die es daraufhin ergreifen will.
2. Im zweiten Teil geht EDF auf die Fragen und Anmerkungen der Öffentlichkeit ein und erläutert ihre Position zu jedem Thema, das in ihren Zuständigkeitsbereich fällt.

(1) https://concertation.suretenucleaire.fr

Teil 1

ERKENNTNISSE VON EDF AUS DEM KONSULTATIONSPROZESS



Kernkraftwerk Chinon.

ZUSAMMENFASSUNG DER ERWARTUNGEN VON EDF HINSICHTLICH DER KONSULTATION

Auszüge aus den Konsultationsunterlagen: *„Im Vorfeld der öffentlichen Anhörungen, die durch das Gesetz zur Energiewende für grünes Wachstum eingeführt wurden, hat sich EDF gemeinsam mit den anderen Akteuren der nuklearen Sicherheit in Frankreich dazu verpflichtet, eine freiwillige Konsultation zu organisieren, zu der die Öffentlichkeit eingeladen ist, sich zu beteiligen. Für EDF ist dieser beispiellose und innovative Ansatz eine Gelegenheit, das Vertrauen der Regionen durch einen Dialog über die nukleare Sicherheit wiederherzustellen. (...) Im Rahmen dieser Konsultation möchte EDF darlegen, worin die im Zuge der 4. periodischen Überprüfung eingeführten Verbesserungen bestehen , und dabei Dokumente und Hilfsmittel zur Verfügung stellen (...), die einen umfassenden Wissensaustausch mit der Öffentlichkeit über die Herausforderungen der nuklearen Sicherheit und deren Verbesserung ermöglichen. EDF möchte im Rahmen dieser Konsultation mit der Öffentlichkeit Fragen und Vorschläge identifizieren, die das Projekt der 4. periodischen Überprüfung bereichern und es so in die Lage versetzen, das angestrebte Ziel zu erreichen: die Annäherung an die Ziele der nuklearen Sicherheit von Reaktoren der neuesten Generation.“*

DER KONSULTATIONSPROZESS WAR GEPRÄGT VON FOLGENDEN ERFOLGSFAKTOREN

EINE KOLLEGIAL GESTALTETE KONSULTATION

Die Initiative des Hohen Ausschusses für Transparenz und Information zur nuklearen Sicherheit (HCTISN), einen allgemeinen Konsultationsprozess zum weiteren Betrieb der französischen 900-MWe-Kernreaktoren durchzuführen, wurde am 27. Juni 2017 ergriffen. Sie ist das Ergebnis einer 2016 gebildeten Arbeitsgruppe mit rund dreißig Mitgliedern aus dem HCTISN, der EDF, der Behörde für nukleare Sicherheit (ASN), dem Institut für Strahlenschutz und nukleare Sicherheit (IRSN) sowie dem Nationalen Verband der lokalen Informationskommissionen und -ausschüsse (ANCCLI), mit Unterstützung der Nationalen Kommission für öffentliche Debatten (CNDP) und der Nationalen Gesellschaft der Untersuchungsbeauftragten (CNCE). Diese kollegiale Dynamik setzte sich in jeder Phase des Konsultationsprozesses fort:

- Die Steuerung des Konsultationsprozesses erfolgte kollegial und kooperativ durch einen Lenkungsausschuss, dessen Mitglieder vom HCTISN benannt wurden, sowie durch einen Arbeitsausschuss, der sich aus Vertretern der ASN, des IRSN, der ANCCLI und der EDF zusammensetzte;
- Die Vorbereitung dieses Vorgehens wurde durch die bereits sehr frühzeitig von diesen verschiedenen Akteuren angestellten Überlegungen ermöglicht;
- Das Bestreben jedes dieser Akteure in seiner jeweiligen Rolle bestand darin, einen Dialog mit der Öffentlichkeit aufzubauen – ohne dass eine gesetzliche Verpflichtung dazu bestand – und eine Kontinuität bis hin zu den

für jeden Reaktor in den kommenden Jahren(2);

- Die Benennung von zwei Garantinnen durch den Vorstand des HCTISN, die auf der von der Nationalen Kommission für öffentliche Debatten (CNDP) erstellten nationalen Liste stehen, ermöglichte es, die Qualität des Konsultationsprozesses (Gleichbehandlung, Transparenz, Argumentation) zu gewährleisten; die Garantinnen haben im Juni 2019 ihre Bilanz der Konsultation veröffentlicht.

DIE MÖGLICHKEIT, EINEN DIALOG MIT EINER VIELFALT VON ÖFFENTLICHKEITEN AUFZUBAUEN

Das in der Bilanz der Garantinnen hervorgehobene *„konstruktive Klima (der öffentlichen Sitzungen) unter Achtung unterschiedlicher Standpunkte* “ beruhte auf:

- dem Engagement der Betreiber und der Nuklearexperten im Dialog mit den Zielgruppen;
- einer aktiven Beteiligung der Öffentlichkeit, insbesondere der Anwohner, an diesem besonders technischen und komplexen Thema;
- den kontroversen Debatten, die es EDF ermöglichten, die Erwartungen der Öffentlichkeit besser zu erfassen, die Art und Weise zu hinterfragen, wie Verbesserungen der nuklearen Sicherheit dargestellt werden, und auf die geäußerten Fragen und Erwartungen einzugehen;
- die Vielzahl der Informations- und Austauschkanäle(3) sowie die vielfältigen Formen der Beteiligung(4).

EDF ZIEHT FOLGENDE SCHLUSSFOLGERUNGEN FÜR DIE FORTSETZUNG DER 4· PERIODISCHEN ÜBERPRÜFUNG DER 900-MWE-KERNREAKTOREN

- Bestimmte von EDF vorgeschlagene Maßnahmen zur Verbesserung der Sicherheit, insbesondere diejenigen, die sich aus den Erfahrungen mit dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima-Daiichi ableiten (Notfall-Dieselaggregat, Corium-Verteiler, Nukleare Soforteinsatzgruppe usw.), wurden von einer großen Mehrheit der Teilnehmer der Konsultation als relevant angesehen.
- Andere Aspekte der in der Antwort auf die Zielvorgaben (NRO) vorgeschlagenen Sicherheitsverbesserungen waren Gegenstand von Fragen, Kontroversen oder sogar Vorschlägen und Erwartungen. Diese Mitteilung zielt darauf ab, auf diese verschiedenen Themen einzugehen und Lösungsansätze aufzuzeigen.
- EDF hat zudem bestimmte Fragen zu Themen zur Kenntnis genommen, die nicht in den zur Konsultation vorgelegten Unterlagen enthalten waren, auf die das Unternehmen im Rahmen seiner Zuständigkeiten ebenfalls eingehen will.

In diesem Zusammenhang verpflichtet sich EDF, die Öffentlichkeit bis zum Beginn der öffentlichen Anhörungen kontinuierlich über die weiteren Schritte im Anschluss an die Konsultation zu informieren, und zwar auf verschiedene Weise:

- die Fortsetzung der Informationen auf der digitalen Plattform der Konsultation;
- den lokalen Informationsausschüssen (CLI) gemeinsame Informationsveranstaltungen mit der ASN und dem IRSN vorzuschlagen, um die von jedem Veranstalter aus der Konsultation gewonnenen Erkenntnisse vorzustellen, insbesondere die Stellungnahme des Betreibers EDF;
- die regelmäßige Verbreitung von Informationen in den digitalen Rundschreiben der Kernkraftwerke;
- Gemäß der Empfehlung Nr. 3 des HCTISN wird EDF dieses Dokument der Öffentlichkeit im Rahmen künftiger öffentlicher Anhörungen für jeden der betroffenen Reaktoren zur Verfügung stellen.

(2) *Artikel L. 593-19 des Umweltgesetzbuchs.*
(3) Von öffentlichen Versammlungen in unmittelbarer Nähe der Kernkraftwerke, die von den lokalen Informationskommissionen geleitet werden, bis hin zur digitalen Plattform, über die ein nationales und internationales Publikum erreicht werden kann.
(4) *Workshops, Plenarsitzungen, Diskussion der Stellungnahme zu den Zielen des Konsultationsprozesses...*

Teil 2

ERKENNTNISSE ZU DEN FRAGEN UND ANMERKUNGEN DER ÖFFENTLICHKEIT

Unter den 1.600 Beiträgen, die bei den Konsultationssitzungen und auf der digitalen Plattform gesammelt wurden, hat EDF die Themen identifiziert, die in seinen Zuständigkeitsbereich(5) fallen und zu denen die meisten Fragen und Anmerkungen eingegangen sind. EDF legt zu jedem Thema seinen Standpunkt dar. Einige Themen sind im Konsultationsdossier enthalten, andere sind dort nicht aufgeführt, wurden jedoch von der Öffentlichkeit wiederholt angesprochen.



Kernkraftwerk Cruas-Meysse.

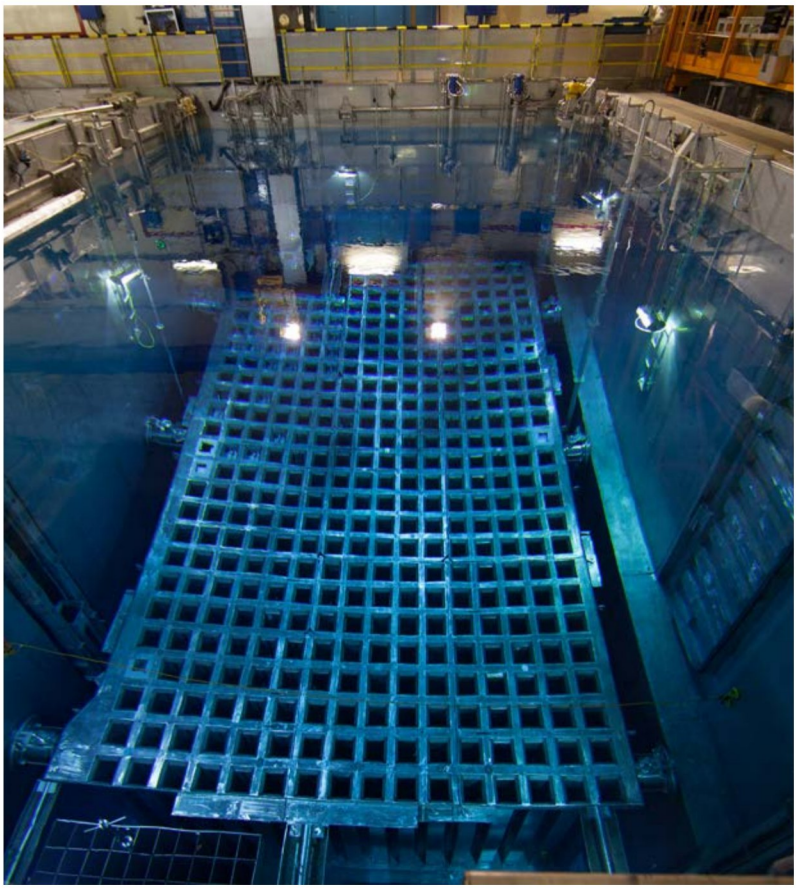
(5) Die Fragen und Bedenken der Öffentlichkeit hinsichtlich der Zweckmäßigkeit der Fortführung des Betriebs der Kraftwerke und der Steuerung der Kernkraftindustrie werden in diesem Vermerk nicht behandelt, da sie nicht in den Zuständigkeitsbereich von EDF fallen.
Die Entscheidung über die Fortsetzung oder Einstellung des Betriebs von Kernreaktoren wird von der Regierung im Rahmen der mehrjährigen Energieplanung (PPE) getroffen, die im ersten Halbjahr 2018 Gegenstand einer öffentlichen Debatte war und am 27. November 2018 vom Präsidenten der Republik bekannt gegeben wurde.
Die Steuerung der nuklearen Aktivitäten unterliegt dem Gesetz Nr. 2006-686 vom 13. Juni 2006 über Transparenz und Sicherheit im Nuklearbereich: „Der Staat legt die Vorschriften zur nuklearen Sicherheit fest und führt die Kontrollen zur Durchsetzung dieser Vorschriften durch. Er sorgt dafür, dass die Öffentlichkeit über die mit nuklearen Aktivitäten verbundenen Risiken und deren Auswirkungen auf die Gesundheit und Sicherheit der Menschen sowie auf die Umwelt informiert wird."
https://www.legifrance.gouv.fr/affichTexte.do?cidTexte=LEGITEXT000006053843&dateTexte=20081107

2.1 THEMEN DER KONSULTATIONSDOKUMENTATION

Die Robustheit des Brennelementbeckens

Zahlreiche Fragen betrafen die Kühlung der im Brennelementbecken (BK) gelagerten Brennelemente, mögliche Wassernachfüllungen oder die Diversifizierung der Kühlquellen. Ein immer wieder geäußertes Anliegen betraf den Schutz des Beckens vor äußeren Einflüssen, insbesondere im Falle eines Flugzeugabsturzes, wobei die beim EPR vorgenommene „Bunkerung" des BK-Beckens als Vergleich herangezogen wurde.

EDF bestätigt, dass keine zusätzlichen Maßnahmen am **BK-Reaktorbecken** in Form einer „Bunkerung" getroffen werden. Denn in allen Stör- und Unfallsituationen ist das Unterwasserbleiben der Brennelemente dank der Robustheit der das Reaktorbecken umgebenden Struktur und der getroffenen Vorkehrungen zur Gewährleistung einer permanenten Kühlung gewährleistet. Situationen mit einem Kühlverlust im BK-Becken sind zudem Unfallszenarien, die sich nur langsam entwickeln. Es würde mehrere Tage dauern, bis die Brennelemente freigelegt würden, was genügend Zeit lässt, um die vorgesehenen Gegenmaßnahmen zu ergreifen.



Kernkraftwerk zur Stromerzeugung in Saint-Laurent-des-Eaux, Brennstoffgebäude, Deaktivierungsbecken

Nach dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima-Daiichi wurden mehrere bauliche und organisatorische Änderungen umgesetzt, um eine Diversifizierung der Möglichkeiten zur Wasserzufuhr in das BK-Becken für Situationen zu gewährleisten, die über die in den geltenden Vorschriften festgelegten Fälle hinausgehen. Durch die Nutzung der verschiedenen Wasserreserven am Standort (Entmineralisiertes Wasser, Behälter der Pumpstation an den Standorten Gravelines und Blayais, Fluss, Becken) kann die Wasserzufuhr durch die Bereitschaftsteams mit mobilen Pumpen oder mit von der „Force d'Action Rapide du Nucléaire" (FARN) bereitgestellten Mitteln erfolgen, wie beispielsweise einer mobilen Kühlvorrichtung für das BK-Becken namens „PTRbis", die die Kühlung nach einer längeren Siedephase ermöglicht.

Ergänzend zu diesen Vorkehrungen und im Rahmen eines kontinuierlichen Verbesserungsprozesses hat EDF die folgenden Maßnahmen eingeleitet.

- Die Analyse der Auswirkungen der bei der Auslegung des EPR definierten Unfallszenarien, übertragen auf die BK-Becken der 900-MWe-Reaktoren, führte dazu, dass die Isolierungsmaßnahmen verdoppelt wurden, um eine Entleerung des Beckens zu verhindern. EDF hat zudem die Betriebsvorschriften verschärft, um die Verfügbarkeit von Wasserzufuhr zu gewährleisten.
- Ergänzend zum aktuellen Programm zur Überwachung des BK-Beckens während des Betriebs prüft EDF die Einführung eines zusätzlichen Programms zur Kontrolle der Anlagen mit neuen Untersuchungen zur Charakterisierung möglicher Undichtigkeiten und Spannungskorrosion am Becken sowie verbesserten Reparaturmaßnahmen.
- EDF hat mit der Überprüfung der Robustheit des Reaktorbeckens bei Erdbebenstärken begonnen, die deutlich über den bei der Auslegung zugrunde gelegten Werten liegen („Kernbeben").

Die Bewältigung von Unfällen mit Kernschmelze

Die Öffentlichkeit stellte wiederholt Fragen zur Bewältigung der Situation im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze. Diese Fragen betrafen vor allem die Wasser-, Strom- und Brennstoffversorgung der verschiedenen Anlagenkomponenten sowie die Lehren, die EDF aus dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima-Daiichi gezogen hat.

Bereits bei der Auslegung basiert das Sicherheitskonzept für die Reaktoren von EDF auf einer Strategie zur Verhinderung eines Unfalls, der zu einer Kernschmelze führen könnte. Bei der Auslegung der Kernkraftwerke wird daher eine Reihe von Stör- und Unfallsituationen berücksichtigt, um in diesen Situationen die Aufrechterhaltung der drei Sicherheitsfunktionen zu gewährleisten:

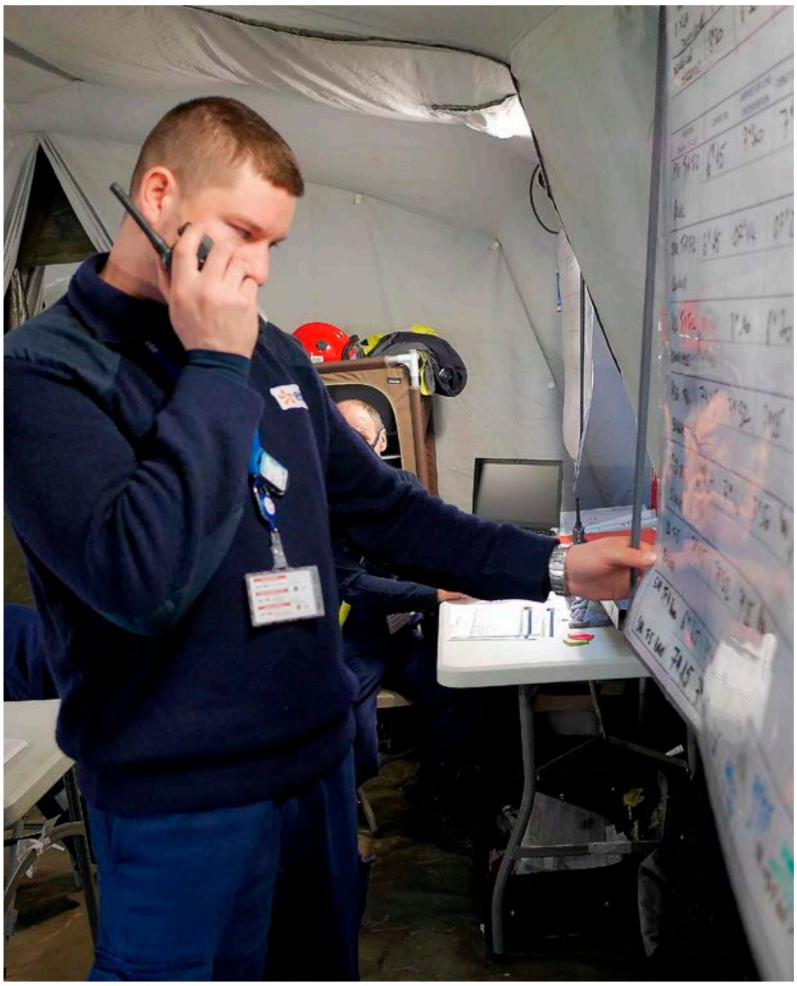
- die Kontrolle der Reaktivität;
- die Kühlung des Brennstoffs;
- die Aufrechterhaltung der Einschließung radioaktiver Stoffe.

EDF hat in der Folge **zusätzliche** Maßnahmen **im Hinblick auf Unfälle mit Kernschmelze** eingeführt, wie beispielsweise ein Filtersystem für Emissionen in die Atmosphäre, wobei Unfallszenarien mit einer Häufung von Ausfällen der vorgesehenen Schutzmaßnahmen auf der Ebene der Sicherheitssysteme oder menschlicher Eingriffe angenommen wurden.
Auch wenn „Unfälle mit Kernschmelze“ höchst hypothetisch sind, werden sie im Sicherheitskonzept als letzte Stufe der mehrschichtigen Sicherheit berücksichtigt.

Aufgrund der Erfahrungen aus dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima-Daiichi hat EDF die Robustheit seiner Anlagen durch die Einrichtung einer neuen Stromversorgungsquelle (Notstromdiesel) und einer neuen Kühlwasserquelle für den Reaktor und das Brennelementlagerbecken verstärkt. EDF hat zudem eine „Force d'Action Rapide du Nucléaire“ (FARN) eingerichtet, die in der Lage ist, innerhalb von weniger als 24 Stunden an allen Kernkraftwerksstandorten vor Ort zu sein, um Schutzmaßnahmen umzusetzen, insbesondere die Versorgung des Notstromaggregats mit Kraftstoff sowie die Installation von Pumpen und Schläuchen zur Wasserversorgung der Anlage. Diese neuen Maßnahmen stärken die Widerstandsfähigkeit der Kraftwerke gegenüber Unfällen und tragen somit dazu bei, eine radiologische Kontamination der Umwelt im hypothetischen Fall einer Kernschmelze zu vermeiden.

Im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren hat sich EDF zum Ziel gesetzt, das Sicherheitsniveau der Reaktoren der 3. Generation vom Typ EPR anzustreben, um frühe oder umfangreiche Freisetzungen zu reduzieren und damit dauerhafte Auswirkungen auf die Umwelt zu vermeiden.
Dementsprechend wurden Maßnahmen entlang zweier Verbesserungsschwerpunkte festgelegt:

1. Vermeidung jeglichen Risikos einer Ausbreitung von Radioaktivität im Boden, indem das Risiko eines Durchbruchs des Reaktorgebäudegrundes (Fundamentplatte) durch die Trockenausbreitung des Coriums und dessen Kühlung durch Eintauchen in Wasser auf ein vernachlässigbares Maß reduziert wird: Diese als „passive Wiederflutung“ bezeichnete Lösung ähnelt im Prinzip der beim EPR umgesetzten;
2. Im Falle eines Unfalls soll das Öffnen der Druckentlastungs-/Filtervorrichtung (U5-Filter) mit dem damit verbundenen Ausfall der Sicherheitssysteme verhindert werden, indem eine spezielle Maßnahme namens EAS ND (Notfall-Sprühsystem für den Sicherheitsbehälter) zum Einsatz kommt, die es ermöglicht, das Wasservolumen des Primärkreislaufs aufrechtzuerhalten und die in den Sicherheitsbehälter übertragene Restleistung des Reaktorkerns abzuführen.



Kommandostelle der FARN-Teams (Force d'Action Rapide du Nucléaire) während einer Übung im Kernkraftwerk Gravelines.

Berücksichtigung des Klimawandels

Mehrfach stellten die Teilnehmer der Konsultation die Frage, inwieweit die Auswirkungen des Klimawandels bei den von EDF vorgeschlagenen Sicherheitsverbesserungen berücksichtigt werden. Im Mittelpunkt des Austauschs standen vor allem die Fähigkeit von EDF, die Kühlung der Reaktoren in Dürreperioden aufrechtzuerhalten, die Verstärkung der Schutzmaßnahmen gegen extreme Wetterereignisse sowie die kumulativen Auswirkungen der Wasserknappheit und der Wärmeabgabe der Kraftwerke auf die Umwelt.



Umweltüberwachung im Kernkraftwerk Blayais, mit Wasserentnahme.

Während ihres gesamten Lebenszyklus stoßen Kernkraftwerke nur geringe Mengen an Treibhausgasen aus; sie tragen somit dazu bei, die Auswirkungen der Stromerzeugung auf den Klimawandel deutlich zu begrenzen. Um diesen Vorteil langfristig zu sichern, muss der Betrieb der Kernkraftwerke auch an die verschiedenen Auswirkungen des Klimawandels angepasst werden. EDF berücksichtigt daher die Auswirkungen des Klimawandels auf seine Anlagen durch einen strukturierten, grundlegenden Ansatz, der insbesondere auf einer regelmäßigen Überprüfung alle 10 Jahre, einer Klimaüberwachung alle 5 Jahre und einer reaktiven Analyse im Falle eines schwerwiegenden Klimaereignisses basiert.

Bewältigung der Risiken durch klimabedingte natürliche äußere Einflüsse

Die Widerstandsfähigkeit der Anlagen gegenüber klimabedingten natürlichen äußeren Einflüssen wird anhand von Referenzereignissen überprüft, die auf der Grundlage von Ereignissen aus der Vergangenheit festgelegt wurden (z. B. ein Jahrhunderthochwasser). So haben die im Rahmen der 4· regelmäßigen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren durchgeführten Studien zur Überprüfung des Schutzes der Anlagen gegenüber den Referenzgefahren zu Änderungen an den Anlagen geführt, wie beispielsweise die Erhöhung der Schutzdeiche als Maßnahme gegen einen Anstieg des Meeresspiegels oder die Verbesserung der Kühlung der Räume im Falle einer Hitzewelle. Diese Verbesserungen ergänzen diejenigen, die bereits im Rahmen des Programms „Grands Chauds“ umgesetzt wurden: Erhöhung der Kapazitäten der „Kühlaggregate“, Einbau zusätzlicher Klimaanlagen, Erhöhung der Kapazität der Wasser-Wasser-Wärmetauscher, Überprüfung der Beständigkeit der Anlagenkomponenten bei Temperaturen, die über den bei ihrer Auslegung vorgegebenen Werten liegen, sowie gegebenenfalls entsprechende Anpassungen, Sanierung der Luftkühler zur Verbesserung ihrer thermischen Leistung.
Im Vorfeld ermöglicht ein Klimamonitoring, das alle fünf Jahre zeitlich abgestimmt mit den Berichten des Zwischenstaatlichen Ausschusses für Klimawandel (IPCC) durchgeführt wird, die Identifizierung von Klimarisiken, die zu einer Aufwärtskorrektur des Referenzrisikoniveaus führen könnten.

Im Rahmen der 4· regelmäßigen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren hat EDF das ordnungsgemäße Verhalten seiner Anlagen im Hinblick auf die neuen Empfehlungen der Europäischen Vereinigung der westeuropäischen Aufsichtsbehörden für nukleare Sicherheit (WENRA 2014) überprüft, wobei insbesondere Korrosionsgrade mit einer Wiederkehrperiode von 10.000 Jahren berücksichtigt wurden.

Ergänzend dazu führte ein Ansatz in Bezug auf externe Einwirkungen natürlichen Ursprungs, deren Schweregrad den im Sicherheitsreferenzrahmen der Anlagen berücksichtigten deutlich übersteigt, zur Definition eines „Kernkontingents“ “, bestehend aus einer Reihe fester und robuster materieller Mittel, ergänzt durch mobile Mittel, um massive radioaktive Freisetzungen und dauerhafte Auswirkungen auf die Umwelt in potenziell extremen Situationen infolge externer Einwirkungen natürlichen Ursprungs zu vermeiden: Überschwemmung, extremer Wind, Blitzschlag, Tornado…

Der Aufbau dieses „Kernkerns“ erfolgt im Rahmen der regelmäßigen Überprüfungen.

Bewältigung der „Nachteile[6] “

Der normale Betrieb von Kernkraftwerken führt zu ständigen Wechselwirkungen mit der Umwelt, insbesondere mit der aquatischen Umwelt, im Zusammenhang mit den für die Kühlung erforderlichen Wasserentnahmen und den thermischen, chemischen oder radioaktiven Flüssigkeitsableitungen. Diese Wechselwirkungen werden durch Genehmigungen für Wasserentnahmen und Ableitungen geregelt, die für jedes Kraftwerk individuell festgelegt und auf der Grundlage von Umweltverträglichkeitsprüfungen erteilt werden.
Diese Wechselwirkungen können durch hydroklimatische Bedingungen beeinflusst werden. So kann beispielsweise die Einhaltung einer vorgeschriebenen Mindestabflussmenge in Zeiten starker Niedrigwasserperioden oder die Einhaltung einer Höchsttemperatur eines durch die Umgebungsluft stark erwärmten Flusses oberhalb des Kraftwerks während einer Hitzewelle dazu führen, dass die Leistung gedrosselt oder die Reaktoren sogar abgeschaltet werden müssen. Diese vom Betreiber in Dürre- oder Hitzewellenperioden getroffenen Maßnahmen betreffen einige Reaktoren und wenige Tage im Jahr, was einem Anteil von 0,25 % der Jahresproduktion entspricht.
Der Betrieb der Reaktoren unterliegt somit besonderen Vorschriften, die von den klimatischen Bedingungen und deren Entwicklung abhängen. Diese klimatischen Entwicklungen zu antizipieren und genau zu kennen, ist ein wichtiger Faktor für den Betrieb.

Klimatische Entwicklungen

Anfang der 2000er Jahre startete EDF ein Forschungsprogramm zur Anpassung seiner Betriebsprozesse an den Klimawandel.
Als Ergebnis dieser Forschungen liefert heute eine interne „Klimastelle“ auf der Grundlage von Klimamodellen Prognosen lokaler Werte (Lufttemperaturen, Niederschläge …), die von den Fachbereichen der Kernenergieerzeugung direkt genutzt werden können.

Diese Forschungsmaßnahmen ermöglichen es zudem, die hydroklimatischen Entwicklungen in einem Zeithorizont von 20 bis 30 Jahren stromaufwärts der verschiedenen Kraftwerke abzuschätzen: Verfügbarkeit der Wasserressourcen (Entwicklung der Flussdurchflussmengen), zukünftige Entwicklung ihrer Temperatur.
Diese Studien zum zukünftigen Klima ergänzen die Analyse der in der Vergangenheit beobachteten Trends auf der Grundlage bereits verfügbarer historischer Daten aus der kontinuierlichen Überwachung der aquatischen Umwelt stromaufwärts und stromabwärts von Kernkraftwerken (wie beispielsweise die Überwachung der physikalisch-chemischen Parameter und der Abflussmengen der Flüsse).

Programm „Thermie-Hydrobiologie“

Die Wechselwirkungen der Kraftwerke mit der aquatischen Umwelt sind Gegenstand eines Überwachungsprogramms für aquatische Ökosysteme, mit dem jede ungewöhnliche Entwicklung erkannt werden kann. So hat EDF seit der Inbetriebnahme der Kraftwerke Datenreihen zur Wasserqualität und zu den biologischen Kompartimenten (Mikroorganismen, Plankton, Wirbellose, Pflanzen, Fische) erfasst.
Diese Datenreihen, die die sehr geringen Auswirkungen der Einleitungen der Kraftwerke belegen, tragen auch zur Erweiterung des wissenschaftlichen Wissens über den Einfluss steigender Wassertemperaturen auf die Umwelt bei, insbesondere bei Kraftwerken an Flussläufen.
Diese Messungen, verbunden mit Forschungsmaßnahmen, die in Zusammenarbeit mit nationalen (CNRS, INRAe…) und internationalen (europäischen Universitäten) Instituten im Rahmen eines Forschungsprogramms zu Thermie und Hydrobiologie durchgeführt wurden, haben gezeigt, dass die Einleitungen der Kraftwerke nur einen geringen und sehr lokal begrenzten Einfluss haben, und verdeutlicht, dass die Entwicklung der Ökosysteme von globalen Faktoren bestimmt wird: Anstieg der Lufttemperaturen, Rückgang der Abflussmengen in Fließgewässern, Einwanderung invasiver gebietsfremder Arten im Zusammenhang mit den klimatischen Veränderungen auf Ebene der Einzugsgebiete über mehrere Jahrzehnte hinweg.

Um das Wissen über den Einfluss des Klimawandels auf aquatische Ökosysteme zu vertiefen, wird EDF in Kürze gemeinsam mit seinen Partnern ein Seminar zur Auswertung des Programms „Thermie-Hydrobiologie 2010–2016“ organisieren, um gemeinsam einen neuen Aktionsplan zur Fortsetzung der Forschung zu diesem Thema zu erarbeiten, und jedem CLI eine Zusammenfassung der Studien zu seinem Kernkraftwerk zur Verfügung stellen.

(6) Gemäß dem Erlass über Kernkraftwerke (INB) – Artikel 4.1 – sind Beeinträchtigungen „die durch die Anlage verursachten Auswirkungen auf Gesundheit und Umwelt aufgrund von Wasserentnahmen und Einleitungen sowie andererseits die Belästigungen, die sie verursachen kann, insbesondere durch die Ausbreitung pathogener Mikroorganismen, Lärm und Erschütterungen, Gerüche oder Staubaufwirbelungen“.

Die Bewältigung der Alterung der Anlagen

Die Bewältigung der Alterung war eines der Themen der Konsultation, bei dem die von EDF in ihrer Antwort auf die Zielvorgaben (NRO) vorgeschlagenen Maßnahmen von der Öffentlichkeit als relevant erachtet wurden(7). Die Korrosion der Anlagen wurde mit Fragen zur Überprüfung der am schwersten oder gar nicht zugänglichen Stellen thematisiert. Es wurde auch darum gebeten, die Verfahren zur Vorwegnahme der Alterung von Kernkraftwerken zu beschreiben, und es wurden Fragen zur weiteren Verwendung von veralteten Anlagen gestellt.



Gesamtansicht des Maschinenraums des Kernkraftwerks Tricastin zur Stromerzeugung.

Um den Betrieb der Anlagen fortzusetzen, muss **nachgewiesen** werden, dass die Ausrüstung auch nach 40 Jahren noch funktionsfähig ist. Die Kriterien für die Eignung zum weiteren Betrieb entsprechen den maximal zulässigen Werten der Auswirkungen von Alterungsprozessen auf die Sicherheit: Beispielsweise gilt für den Alterungsprozess der Korrosion ein maximal zulässiger Dickenverlust. Kann die Funktionsfähigkeit der Ausrüstung nach 40 Jahren nicht nachgewiesen werden, wird sie ersetzt oder saniert.

Fall von schwer zugänglichen Anlagen

Um die Kontrolle über die Alterung von unterirdischen oder schwer zugänglichen Rohrleitungen zu verbessern, stützt sich EDF auf Instrumente, die vom amerikanischen Forschungsinstitut der Kernkraftwerksbetreiber (EPRI) entwickelt wurden, insbesondere auf der Grundlage von Ergebnissen aus der petrochemischen Industrie. Sichtprüfungen an zugänglichen oder freigelegten Abschnitten, Kamerainspektionen im Inneren sowie Ultraschall-Dickenmessungen ermöglichen es, mögliche Alterungserscheinungen zu erkennen. Auf der Grundlage der Erkenntnisse zur Korrosionskinetik, gegebenenfalls ergänzt durch eine Druckprüfung, wird die Rohrleitung für betriebsfähig erklärt oder saniert.

Risiko der Veralterung

Die Beherrschung des Veralterungsrisikos von Ausrüstungen beruht insbesondere auf der Überwachung der Verfügbarkeit von Ersatzteilen, deren Beschaffung und, falls erforderlich, der In Auftraggabe neuer Fertigungen identischer oder gleichwertiger Ausrüstungen. Diese Ausrüstungen werden dann denselben Qualifikationsprüfungen unterzogen wie die Originalausrüstungen. Im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren plant EDF beispielsweise den Austausch bestimmter Steuerungs- und Kontrollgeräte sowie bestimmter Komponenten von Schaltanlagen. Die ausgetauschten Geräte, die für die nukleare Sicherheit von Bedeutung sind, werden den erforderlichen Qualifikationsprüfungen unterzogen.

(7) Stellungnahme Nr. 12 und Empfehlungen des Hohen Ausschusses im Anschluss an die Konsultation zur generischen Phase der 4· periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren des französischen Kernkraftwerkparks.

Die Bewältigung der Alterung des Sicherheitsbehälters

Zahlreiche Fragen bezogen sich speziell auf die Alterungsbeherrschung des Sicherheitsbehälters und betrafen insbesondere dessen langfristige mechanische Festigkeit oder Dichtheit sowie die Art und Weise, wie mit dieser Art von Anlage umgegangen werden soll, die nicht ersetzt werden kann.

Die langfristige Integrität des Sicherheitsbehälters beruht auf der Beherrschung seines mechanischen Verhaltens, das durch einen Behälter aus vorgespanntem Stahlbeton gewährleistet wird, sowie auf seiner Dichtheit, die durch eine Metallauskleidung verstärkt wird, die auf der gesamten Innenfläche angebracht ist.

Das mechanische Verhalten wird durch fest im Beton eingebaute Sensoren überwacht, die jedes abnormale Verhalten erkennen können. Diese Messungen dienen auch der Kalibrierung der numerischen Modelle, die das Langzeitverhalten des Bauwerks simulieren. Diese Berechnungen bestätigen, dass die Vorspannung des Bauwerks, die sich im Laufe der Zeit aufgrund der Austrocknung der Wand und der Relaxation der Kabel auf natürliche Weise verringert, auch nach mindestens 60 Betriebsjahren ihre Funktion weiterhin erfüllt, selbst im Falle eines Unfalls.

Der Sicherheitsbehälter wird zudem regelmäßig inspiziert, um Risse und deren mögliche Entwicklung festzustellen. Sobald der Korrosionsschutz der Betonbewehrung geschwächt ist, werden die Schäden behoben.

Darüber hinaus wird die Sicherheitshülle alle 10 Jahre auf den Druck gebracht, dem sie im Störfall ausgesetzt wäre, um ihr mechanisches Verhalten und ihre Dichtheit zu überprüfen. Die Ergebnisse werden mithilfe numerischer Modelle ausgewertet, um sicherzustellen, dass die Alterungsannahmen weiterhin gültig sind.

Ergänzend zu diesen Maßnahmen und im Rahmen eines kontinuierlichen Verbesserungsprozesses verfügt EDF über ein umfangreiches Forschungsprogramm zur Alterung seiner Anlagen.
An einem seiner F&E-Standorte hat EDF daher ein Modell eines Sicherheitsbehälters im Maßstab 1:3 (das VeRCoRs-Modell) gebaut, dessen Maßstabswirkung eine beschleunigte und realistische Alterung um den Faktor 10 im Vergleich zu einer realen Anlage ermöglicht. Das mit diesem Modell verbundene wissenschaftliche Programm zielt darauf ab, die Erkenntnisse über die Alterung und die Leckage von Sicherheitsbehältern weiter zu verbessern; es steht der weltweiten wissenschaftlichen und technischen Gemeinschaft offen. Es ermöglicht die Verbesserung numerischer Modelle, die Entwicklung neuer Technologien zur Leckageerkennung sowie zerstörungsfreie Prüfverfahren im Bauwesen (Erkennung von Korrosion, Betonfehlern usw.). Die Versuche bestätigen zudem, dass die strukturelle Tragfähigkeit der Reaktorbehälter über erhebliche Sicherheitsreserven verfügt.



F&E-Standort von EDF Les Renardières: Luftaufnahme des Modells VeRCoRs zur Untersuchung der Alterung von Reaktorgebäuden.

Die Bewältigung der Alterung des Reaktorbehälters

Zahlreiche Fragen betrafen die Bewältigung der Alterung des Reaktordruckbehälters, insbesondere die von EDF im Rahmen der 4.e periodischen Überprüfung, um die Festigkeit des Stahls der Reaktorbehälter der 900-MWe-Reaktoren über einen Zeitraum von mehr als 40 Jahren sicherzustellen, wobei hervorgehoben wurde, dass die Reaktorbehälter zunehmend durch Neutronenstrahlung und thermische Einflüsse beeinträchtigt werden.



Montage des Reaktorbehälterdeckels im Kernkraftwerk Cruas-Meysse.

Die wichtigsten am Reaktorbehälter festgestellten Alterungsmechanismen betreffen die Strahlungsalterung und die thermische Alterung.

Seit der Konzeption wird ein Überwachungsprogramm zur Beobachtung der Auswirkungen der Strahlung auf die mechanischen Eigenschaften des Stahls der Behälter durchgeführt. Es basiert auf der Auswertung der Daten von Zug-, Zähigkeits- und Kerbschlagzähigkeitsproben, die in Kapseln im Inneren jedes Behälters angebracht sind. Aufgrund ihrer Lage werden diese Kapseln zwei- bis dreimal schneller bestrahlt als der Behälter selbst. Die regelmäßige Untersuchung dieser Kapseln ermöglicht es, die tatsächliche Alterungsentwicklung des unter Bestrahlung stehenden Behälterstahls vorherzusagen.
Nach den ersten zehnjährigen Inspektionen konnten durch Änderungen im Brennstoffmanagement die vom Reaktorbehälter in jedem Zyklus aufgenommene Neutronendosis im Vergleich zu den Auslegungsannahmen deutlich reduziert werden (um 40 % reduzierter Neutronenfluss an den am stärksten exponierten Azimuten).

Im Rahmen der 4· periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren wird die Einführung von Hafnium-Bündeln – einem neutronenabsorbierenden Material – in die Brennelemente eine weitere Verringerung der Neutronenflüsse auf den Reaktordruckbehälter ermöglichen und die mechanischen Sicherheitsmargen erhalten.

Andere Bereiche, wie beispielsweise die Rohranschlüsse, sind dem Phänomen der thermischen Alterung ausgesetzt. Die Überwachung dieser Bereiche erfolgt in Abhängigkeit vom potenziellen Vorhandensein von Fertigungsfehlern und von Anzeichen, die bei Prüfungen festgestellt wurden. In beiden Fällen werden diese Untersuchungen im Rahmen der zehnjährigen Inspektionen mithilfe des MIS-Geräts (Machine d'Inspection en Service) durchgeführt.

Diese Maßnahmen, ergänzt durch Forschungs- und Entwicklungsarbeiten zu den physikalischen Verhaltensphänomenen von Werkstoffen unter Strahlungseinwirkung, ermöglichen es, die Robustheit des Reaktorbehälterstahls nach 40 Jahren sicherzustellen.

Die Aufrechterhaltung der Konformität und der Umgang mit Abweichungen

Mehrfach stellten die Teilnehmer die Konformität der Anlagen und Komponenten nach 40 Betriebsjahren in Frage, insbesondere hinsichtlich des Vorgehens bei der Überprüfung, Kontrolle und Behebung von Abweichungen.



Techniker bei der Inspektion im Maschinenraum des Kernkraftwerks Bugey zur Stromerzeugung.

EDF stellt kontinuierlich die Konformität der Anlagen sicher und legt im Falle der Nichteinhaltung einer Sicherheitsanforderung Korrekturmaßnahmen fest und setzt diese um, die der französischen Atomaufsichtsbehörde (ASN) mitgeteilt werden. Der Prozess zur Behandlung von Konformitätsabweichungen zielt darauf ab, diese innerhalb von Fristen zu bearbeiten, die den Sicherheitsrisiken angemessen sind. Alle in jedem Kraftwerk festgestellten Mängel werden erfasst und charakterisiert. Die gewählte Bearbeitungsstrategie basiert auf folgenden Zielen: Sicherheitsrisiken, Einführung eventueller Übergangsmaßnahmen, bevor die endgültige Wiederherstellung der Konformität erreicht werden kann, Festlegung der an der Anlage vorzunehmenden Änderungen unter Berücksichtigung sozio-organisatorischer und menschlicher Aspekte (SOH).

Ergänzend zur individuellen Bearbeitung jeder einzelnen Abweichung prüft EDF, ob die Summe der Abweichungen für die Sicherheit schädlicher ist als jede einzelne Abweichung für sich genommen. In diesem Fall werden Maßnahmen ergriffen, um dieses Risiko zu verringern.

Anlässlich der zehnjährigen Überprüfungen führt EDF ein umfassendes Inspektionsprogramm zur Konformität der Anlagen durch, das die bestehenden Betriebsvorschriften ergänzt. Ziel ist es, die Konformität der Anlage mit den zu Beginn der Überprüfung geltenden Vorgaben zu bewerten, um die Sicherheit zu stärken.

Um die Kontrolle über die Konformität seiner Anlagen mit den Sicherheitsanforderungen zu verbessern, bündelt EDF seine Maßnahmen im Rahmen eines nationalen Projekts – „Kontrolle der Konformität sicherheitsrelevanter Ausrüstungen“ (EIPS) –, das folgende Ziele verfolgt:

- den Prozess des Abweichungsmanagements durch einen Ansatz der reaktiven Analyse von Konformitätsabweichungen (AREC) und die damit verbundene Organisation zu stärken, um bereits bei Bestätigung einer wahrscheinlichen oder nachgewiesenen Abweichung mit hoher sicherheitsrelevanter Bedeutung eine reaktive Bearbeitung mit einer Benachrichtigung der ASN innerhalb von 10 Tagen zu ermöglichen;
- den Umfang der Konformitätsprüfungen bei der 4. periodischen Überprüfung zu erweitern. Der von EDF vorgeschlagene Umfang der Konformitätsprüfung wurde im Vergleich zu früheren Überprüfungen erweitert: Bauwesen, Eignung der Ausrüstung unter Unfallbedingungen, Blitzschlag, Rohrleitungen und Behälter, Halterungen und Verankerungen, Sicherheitsbehälter und Belüftung, Brand, Explosion... Die Festlegung neuer, gezielter Prüfprogramme für die Komponenten mit den größten Risiken wird diese Konformitätsprüfungen weiter stärken.

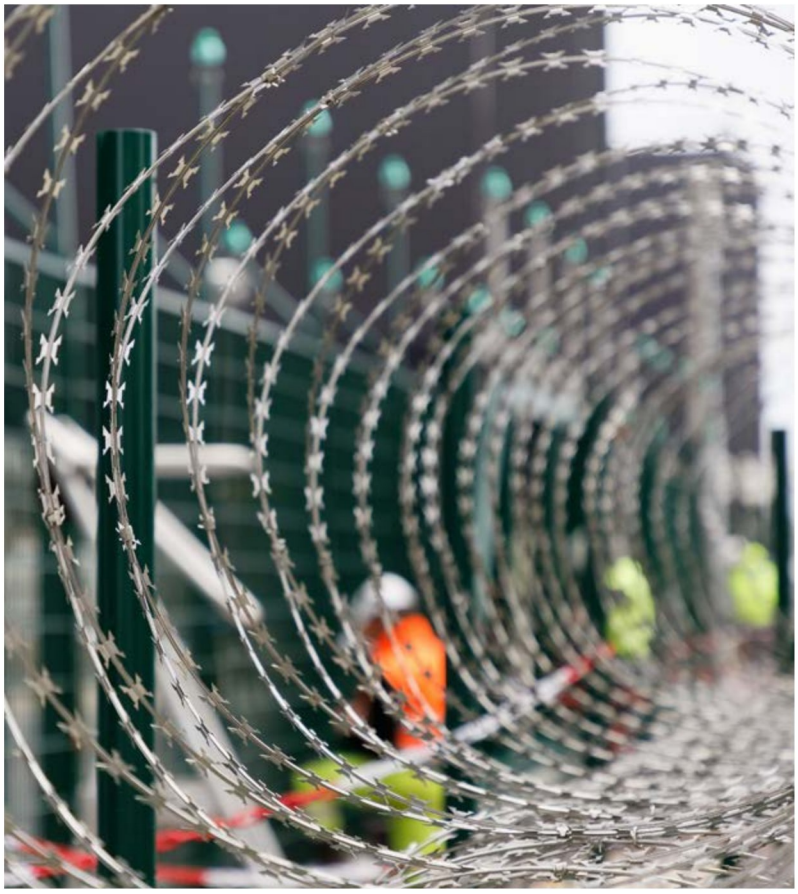
2.2 THEMEN AUSSERHALB DES KONSULTATIONSDOKUMENTS

Der Schutz von Kernkraftwerken vor böswilligen Handlungen

Mehrfach stellten die Teilnehmer Fragen zum Schutz der Kraftwerke vor böswilligen Handlungen. Ihre Fragen betrafen vor allem Maßnahmen gegen von Menschen verursachte Angriffe von außen (Terrorismus, absichtlicher Flugzeugabsturz, Eindringen, Drohnen) oder die IT-Sicherheit.

Die Sicherheit der Kernkraftwerke beruht auf einer Koordinierung der Maßnahmen zwischen EDF und dem Staat(8). Die Behörden gewährleisten insbesondere eine kontinuierliche Überwachung der Kernkraftwerke und ihres Luftraums. Der Hohe Beamte für Verteidigung und Sicherheit (HFDS) führt Kontrollen durch, um sicherzustellen, dass die Anlagen von EDF den im Verteidigungsgesetz festgelegten Sicherheitsanforderungen entsprechen.

Schutzzaun an einem EDF-Kernkraftwerksstandort. (8)



Kernkraftwerke sind hinsichtlich ihrer Konzeption und Organisation in verschiedene Zonen unterteilt und nach dem Prinzip der mehrschichtigen Verteidigung geschützt: Je näher man dem nuklearen Teil der Anlagen kommt, desto schwieriger und besser gesichert ist der Zugang. Die Schutzmaßnahmen für kerntechnische Standorte sind vielfältig und müssen vertraulich bleiben, um ihre Wirksamkeit zu gewährleisten. Spezielle Teams sind mit dem Schutz und der Sicherheit dieser Standorte betraut. Jährlich werden von den Behörden 100.000 administrative Vorabprüfungen durchgeführt, bevor eine Zugangsgenehmigung für ein Kernkraftwerk erteilt wird.

Die Sicherheitsmaßnahmen, die anderen rechtlichen Rahmenbedingungen als die nukleare Sicherheit unterliegen, sind nicht Teil der 4. periodischen Überprüfung. Die IT-Sicherheit wird bei den Sicherheitsüberprüfungen berücksichtigt, wobei ein Grundprinzip darin besteht, die industrielle IT vollständig von der Verwaltungs-IT zu trennen und ohne jegliche Verbindung zum Internet zu arbeiten.

Die Sicherheit der Kernkraftwerke hat in den letzten Jahren große Fortschritte gemacht, und EDF setzt in Zusammenarbeit mit den Behörden die Stärkung seiner Schutzmaßnahmen fort.
EDF führt ein Investitionsprogramm in Höhe von 750 Millionen Euro für den gesamten Kernkraftwerkspark durch, um die Sicherheitsvorkehrungen gegen unbefugtes Eindringen weiter zu verstärken und die Anforderungen an die Widerstandsfähigkeit im Falle eines Angriffs zu erfüllen, unter der Aufsicht des Hohen Beamten für Verteidigung und Sicherheit (HFDS).

(8) Verschiedene betroffene Ministerien: Innenministerium, Verteidigungsministerium, Ministerium für ökologischen Wandel und insbesondere der Hohe Beamte für Verteidigung und Sicherheit.

Kompetenzentwicklung und der menschliche Faktor

In mehreren Beiträgen während der Konsultation wurde vorgeschlagen, organisatorische und menschliche Faktoren (FOH) bei den Sicherheitsverbesserungen im Rahmen der 4[e] periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren zu berücksichtigen, um den technischen Entwicklungen der Kraftwerke nach 40 Jahren, während des Betriebs und im Falle eines schweren Unfalls Rechnung zu tragen. Zahlreiche Fragen betrafen die Ausbildung, die Kompetenzentwicklung und die Arbeitsbedingungen des Personals (EDF und Subunternehmer), die Betreuung der Subunternehmer sowie die für Krisenfälle vorgesehenen logistischen und managementbezogenen Vorkehrungen.



Schulung Atex-Zone mit Explosionsgefahr im Kernkraftwerk Tricastin zur Stromerzeugung.

Der Mensch steht im Mittelpunkt der industriellen Aktivitäten von EDF. Gesundheit und Wohlbefinden am Arbeitsplatz, die Kompetenzentwicklung sowie die Berücksichtigung organisatorischer und menschlicher Faktoren sind Aspekte, deren Bedeutung für eine sichere und geschützte Produktion von größter Wichtigkeit ist.

Ausbildung und Kompetenzvermittlung haben Priorität

Der Ansatz der vorausschauenden Personal- und Kompetenzplanung (GPEC) ermöglicht es, den Personalbedarf im Hinblick auf das Ausscheiden aus dem Erwerbsleben zu antizipieren: Im Durchschnitt der letzten sechs Jahre belief sich dieser auf etwa 800 Neueinstellungen pro Jahr.
Die „Académie des métiers du nucléaire“ (Akademie für Berufe in der Kernenergie) und neue Formen der Wissensvermittlung (virtuelle/erweiterte Realität, Simulatoren, Schulungsbaustellen, MOOCs, Serious Games, E-Learning...) bilden die Mitarbeiter von EDF während ihrer gesamten beruflichen Laufbahn weiter. Diese profitieren im Durchschnitt von mehr als 80 Fortbildungsstunden pro Jahr.

Bereits seit dem Bau seiner Kraftwerke hat sich EDF dafür entschieden, den Großteil seiner Wartungsarbeiten an externe Unternehmen zu vergeben. Diese Unternehmen sind heute unverzichtbare Partner und Akteure bei der Wartung von Kernkraftwerken. Die Professionalität, die Einsatzbereitschaft und die Fachkompetenzen dieser Unternehmen sind die Garantie für eine qualitativ hochwertige Instandhaltung. EDF und die Dienstleistungsunternehmen arbeiten bei konkreten Maßnahmen zusammen und kooperieren mit dem französischen Bildungsministerium sowie bestimmten Handelskammern bei der Einrichtung spezifischer Ausbildungsgänge, um den Kompetenznachwuchs in der Kernenergiebranche sicherzustellen.

Um die spezifischen Kompetenzen der Dienstleister im Nuklearbereich zu erhalten und weiterzuentwickeln, stützt sich EDF auf mehrere Hebel:

- Die berufsspezifischen Kompetenzrahmen, die vertraglich verankert sind, sollen das für den jeweiligen Einsatz erforderliche Mindestkompetenzniveau gewährleisten;
- Die obligatorischen Qualifizierungsschulungen sollen unabhängig vom ausgeübten Beruf eine Mindestausbildung für den Einsatz im nuklearen Umfeld gewährleisten;
- nützliche und notwendige Instrumente für die ordnungsgemäße Anwendung der Vorschriften vor Ort, wie der *nationale Leitfaden für Einsatzkräfte* und die Kooperationsplattform „Eureka Nucléaire“;
- die Bereitstellung von Übungsbaustellen und Trainingsmodellen der EDF.

Die langfristige Aufrechterhaltung der Kompetenzen der Dienstleister wird zudem dadurch ermöglicht, dass den Unternehmen die künftigen Arbeitsbelastungen für einen Zeitraum von 10 Jahren transparent gemacht werden. Dies ermöglicht es ihnen, ihre vorausschauende Personal- und Kompetenzplanung festzulegen und die industriellen Partner von EDF an das Unternehmen zu binden.

Organisatorische und menschliche Faktoren (FOH) werden bei den Ingenieur- und Betriebsaktivitäten anhand von zwei Hauptmaßnahmen berücksichtigt:

- die Umsetzung des Ansatzes zur Analyse der sozio-organisatorischen und menschlichen Auswirkungen (SOH) bei allen Planungs-, Umbau- und Rückbauprojekten mit sicherheitsrelevanten Aspekten;
- die Begleitung von Maßnahmen zur Verbesserung des Betriebs durch Experten für menschliche Faktoren, die die operativen Mitarbeiter unterstützen: die Berater für menschliche Faktoren vor Ort und die nationalen Experten (UNIE – Einheit für Betriebsingenieurwesen, F&E).

An jedem Standort sind ein oder zwei FH-Berater tätig. Ihre Arbeit wird von FH-Ansprechpartnern in den Fachabteilungen des Kraftwerks unterstützt. Ihr Aufgabenbereich umfasst drei Hauptbereiche: die Weiterentwicklung des Sicherheitsmanagements und der Sicherheitskultur, die Verbesserung der soziotechnischen und organisatorischen Rahmenbedingungen sowie die Entwicklung von Kompetenzen im Bereich „Human Factors“. In den letzten Jahren haben sie insbesondere das Sicherheitsmanagement und die Sicherheitskultur begleitet: neue Methode zur Ereignisanalyse, Weiterentwicklung der Risikoanalyse, Unterstützung von Praktiken zur Förderung der menschlichen Leistungsfähigkeit, Einführung operativer Entscheidungsprozesse, Imageaufwertung im Bereich der Sicherheitskultur.

Die Betriebsbedingungen und die Risikokontrolle im Betrieb werden im Hinblick auf die menschlichen Faktoren durch folgende Maßnahmen gestärkt:

- die systematische und reflexartige Umsetzung von Praktiken zur Erhöhung der Zuverlässigkeit von Eingriffen bei allen Tätigkeiten, die die Industrieanlage betreffen (Produktionsanlagen und Hilfsanlagen): die einminütige Pause vor jeder Tätigkeit, Selbstkontrolle, Gegenkontrolle, sichere Kommunikation, Pre-Job-Briefing und Debriefing;
- die Stärkung des internen Sicherheitsansatzes bei EDF: Über die Einhaltung der von EDF erlassenen lebenswichtigen Vorschriften hinaus wird ein Ansatz zur Verantwortungsübernahme und gegenseitigen Wachsamkeit der Mitarbeiter, der als „gemeinsame Wachsamkeit“ bezeichnet wird, umfassend durch Sensibilisierungs- und Schulungsmaßnahmen, Verhaltensanreize („Nudges“) sowie die Messung des Ansatzes bei EDF-Mitarbeitern und Dienstleistern umgesetzt.

Die Berücksichtigung organisatorischer und menschlicher Faktoren in Unfallsituationen wird durch die Einbeziehung der Erkenntnisse aus dem Unfall von Fukushima-Daiichi verstärkt. Dies führt einerseits dazu, verschiedene Handlungsmöglichkeiten unter extremen Bedingungen zu prüfen, um deren Durchführbarkeit sicherzustellen, und andererseits dazu, die Teams besser auf unvorhergesehene Situationen vorzubereiten. Seit 2012 wurden umfangreiche Arbeiten, einschließlich einer Forschungs- und Entwicklungsphase, zur organisatorischen Resilienz in Krisensituationen durchgeführt. Diese Arbeiten haben insbesondere gezeigt, wie wichtig es ist, den Reaktorleitungsteams einen Entscheidungsspielraum zu bewahren, um in Krisensituationen Entscheidungen zu treffen und Prioritäten zu setzen, und die Vorschriften zur Vorwegnahme von Situationen nicht unbegrenzt zu erweitern. Der Verlust an Resilienz resultiert insbesondere aus einem Ungleichgewicht zugunsten der Vorwegnahme, und die Fähigkeit, in Krisensituationen Entscheidungen zu treffen und abzuwägen, ist einer der Faktoren für einen guten Umgang mit Stress.

Die Arbeits- und Ausbildungsbedingungen sind ein ständiges Thema für die Suche nach Verbesserungen:

- EDF vereinfacht und harmonisiert die sechs Kompetenzrahmen, die für die Mitarbeiter von Dienstleistungsunternehmen gelten: Armaturen, rotierende Maschinen, Dieselmotoren, Schraubverbindungen, Halterungen / selbstsichernde Vorrichtungen / Verankerungen, umfassende Baustellenunterstützungsleistungen;
- In Zusammenarbeit mit den Arbeitsmedizinern werden verschiedene Themen untersucht und die Arbeitsbedingungen der Einsatzkräfte kontinuierlich verbessert. Beispielsweise werden bei Arbeiten in heißem thermischem Umfeld neue Technologien erprobt (Einsatz von Kühlwesten), und es werden Maßnahmen ergriffen, um die Exposition zu begrenzen (Wiederholung der Arbeitsabläufe auf einer Übungsbaustelle, um die Expositionszeit zu verkürzen und jegliche Änderung der Anlage oder der Betriebsbedingungen zu verhindern);
- Im Anschluss an die im Geschäftsbereich Kernkraftproduktion für den Zeitraum 2019–2021 geschlossene Sozialvereinbarung wurde eine Arbeitsgruppe zur Analyse des Wandels in der Arbeitswelt eingerichtet. Sie setzt sich aus Vertretern der Geschäftsleitung, der Belegschaft und aus Experten (Personalwesen, Arbeitsmediziner, Human Factors usw.) zusammen und hat die Aufgabe,

einer Beobachtungsstelle, deren Ziel es ist, verschlechterte Situationen in Bezug auf Arbeitsbedingungen und Gesundheit zu verhindern, zu erkennen und Empfehlungen dazu abzugeben, um die Dimension der tatsächlichen Arbeitsrealität bei der Konzeption, Organisation und Durchführung von Umstrukturierungen besser zu berücksichtigen.

Optimierung des Strahlenschutzes bei den 4. zehnjährigen Inspektionen der 900-MWe-Anlagen

Der Schutz der am Einsatz beteiligten Personen – EDF-Mitarbeiter oder Dienstleister – vor ionisierender Strahlung hat für EDF oberste Priorität. Der Strahlenschutz, sei es bei der Durchführung der Arbeiten oder beim Betrieb der Anlage, wird bereits bei der Konzeption der Anlagen berücksichtigt.

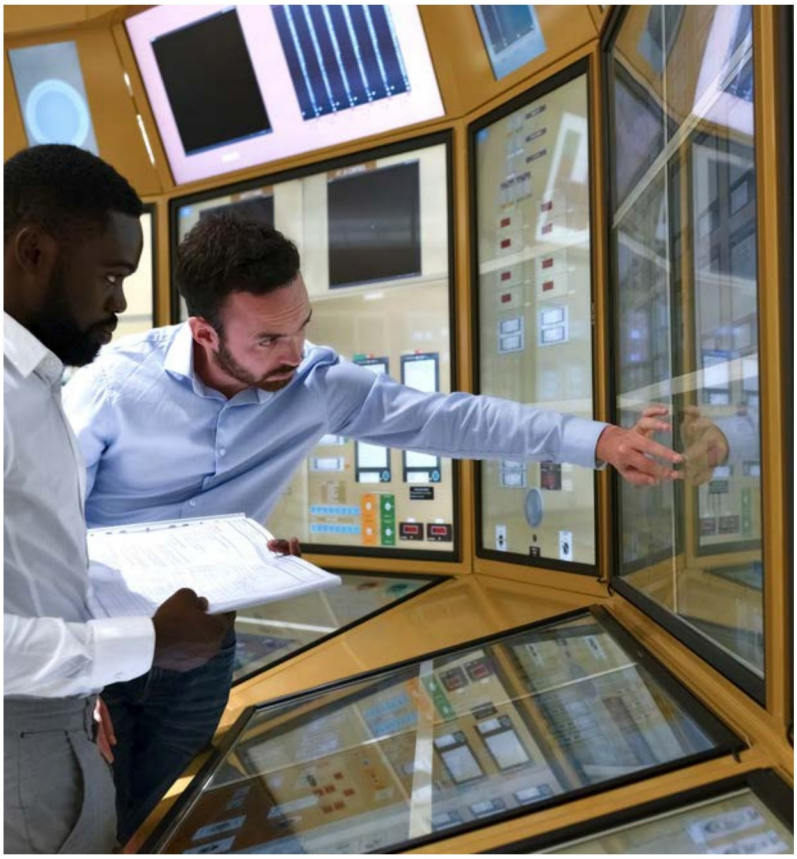
Das ALARA-Prinzip („As Low As Reasonably Achievable“ / „So niedrig wie vernünftigerweise erreichbar“) wird während der gesamten Planungsphase und der Durchführung der Arbeiten angewendet. Die Entwicklung von Optimierungsmaßnahmen zur Begrenzung der von den Arbeitnehmern aufgenommenen Strahlendosen ist ein zentraler Punkt dieses Ansatzes und kann – sofern es die Strahlenschutzanforderungen rechtfertigen – durch Modellierungen der Arbeitsplätze erfolgen, um die Auswirkungen der Änderungen auf die Dosimetrie der Arbeitnehmer oder die radiologische Reinheit der Anlagen bestmöglich zu ermitteln und die Auslegung der Anlagen oder die zu ergreifenden Schutzmaßnahmen festzulegen. Dies wird im Rahmen der Änderung „Verhinderung des Durchbruchs der Grundplatte“ umgesetzt, bei der die Auswirkungen der im Tiefbau errichteten Trichter und der dauerhaften biologischen Abschirmungen modelliert wurden.

Da die Aufrechterhaltung der Kompetenzen bei unseren Industriepartnern ein Schlüsselelement für den Erfolg des ALARA-Ansatzes ist, bietet EDF ihnen Sensibilisierungsmaßnahmen an, um eine gute Integration des Strahlenschutzes in ihre Planungen gemäß den Anforderungen des EDF-Referenzrahmens sicherzustellen.

Unterstützung der Teams bei der Integration technischer Weiterentwicklungen

Im Rahmen der 4. Zehnjahresinspektionen (VD4) der 32 900-MWe-Reaktoren wird besonderes Augenmerk auf die Schulung der Teams und die interne Information der Mitarbeiter der betroffenen Kraftwerke gelegt, wie das vom Kraftwerk Tricastin für die 1. VD4 der 900-MWe-Reaktoren initiierte Programm verdeutlicht.

- Die Reaktorbesatzungen absolvierten ein Schulungsprogramm, um sich mit den Änderungen der VD4 900 vertraut zu machen. Je nach Funktion umfasste dieses Programm 3 bis 6 volle Schulungstage. Das Programm basierte auf theoretischen Schulungen im Schulungsraum, in denen die technischen Neuerungen im Kontrollraum sowie die neuen geltenden Richtlinien vermittelt wurden. In Schulungen am Simulator vor Ort konnten die Neuerungen zudem in die Praxis umgesetzt werden. Ein digitaler Simulator, der die wesentlichen Änderungen der „Kern“-Leittechnik und ihres Leitstands (PSCC) wurde sechs Monate vor der VD4 im Ausbildungszentrum Bugey in Betrieb genommen, um die Realitätsnähe der zukünftigen Umgebung zu gewährleisten. Dieses Schulungsprogramm wurde bereits ein Jahr vor der Abschaltung vorzeitig durchgeführt und durch Schulungen ergänzt, die unmittelbar vor der Wiederinbetriebnahme stattfanden.
- Die Teams vor Ort konnten ihre Schulungen im Schulungsraum durch gezielte Simulationsübungen zu den wichtigsten Änderungen ergänzen. Ein umfassendes digitales Selbstlernangebot bereicherte das Begleitprogramm.
- Ein Jahr vor der VD4 wurden die wesentlichen Änderungen an den Anlagen vorgestellt, um die Ziele und Auswirkungen dieser Weiterentwicklungen zu identifizieren und zu verstehen, insbesondere im Hinblick auf die Erhöhung des Sicherheitsniveaus der Anlagen und die Änderung der Betriebsmodalitäten.
- In jedem Team wurden Besprechungen organisiert, um die zehnjährige Inspektion und den von jedem Einzelnen erwarteten Beitrag vorzustellen, die spezifischen Auswirkungen der Änderungen auf die Arbeit jedes Einzelnen und die kollektive Organisation zu ermitteln sowie schließlich die Weiterentwicklungen des VD4-Referenzrahmens zu erläutern. Je nach Zielgruppe – vom Manager bis zum Mitarbeiter vor Ort – wurden spezifische Präsentationen erstellt.
- Die Dokumente zur VD4 stehen allen Mitarbeitern und anderen Kraftwerken in einer gemeinsamen Datenbank zur Verfügung, die zum Zweck des Erfahrungsaustauschs geführt wird.



Auszubildende in einem Simulator für den Betrieb eines EDF-Kernkraftwerks.

Die finanzielle Rentabilität der Investitionen

Mehrere Fragen betrafen die Kosten und die Finanzierung der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren vor dem Hintergrund zahlreicher weiterer umfangreicher Investitionen von EDF und deren Auswirkungen auf die finanzielle Stabilität von EDF. Es wurden Fragen zur finanziellen Rentabilität des weiteren Betriebs der Kraftwerke für EDF gestellt, insbesondere zur Fähigkeit des Unternehmens, wirksame Sicherheitsverbesserungen zu finanzieren, angesichts der im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung erwarteten Wartungsqualität.

Die Investitionen im Zusammenhang mit der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren und dem weiteren Betrieb der 900-MWe-Reaktoren nach 40 Jahren sind in das Programm „Grand Carénage“ von EDF(9) integriert. Dieses Programm führt über seine Laufzeit zu einem Anstieg der Investitionen in den in Betrieb befindlichen Kraftwerkspark um etwa 30 %, was weniger als 10 % der Stromerzeugungskosten der EDF-Kernkraftwerke entspricht. Diese Investition ermöglicht es, die Wettbewerbsfähigkeit des bestehenden Kernkraftwerksparks gegenüber allen anderen Erzeugungsarten, die ihn ersetzen könnten, langfristig aufrechtzuerhalten.



Arbeiten im Rahmen des „Grand Carénage“ im Kernkraftwerk Saint-Laurent-des-Eaux: Ein Team von Technikern bei der Arbeit zur Installation eines Notstromaggregats.
(9) Am 22. Januar 2015 genehmigte der Verwaltungsrat von EDF grundsätzlich das Programm „Grand Carénage“, das der Sanierung des französischen Kernkraftwerkparks sowie der Steigerung der Stromerzeugungskapazitäten dient.

(9) Am 22. Januar 2015 genehmigte der Verwaltungsrat der EDF grundsätzlich das Programm „Grand Carénage“, das darauf abzielt, den französischen Kernkraftwerkspark zu modernisieren, das Sicherheitsniveau der Reaktoren zu erhöhen und – sofern die Voraussetzungen gegeben sind – deren Betrieb fortzusetzen.

Öffentlichkeitsarbeit

Zahlreiche Teilnehmer forderten eine bessere Information über die aktuellen Herausforderungen im Bereich der nuklearen Sicherheit und die von EDF vorgeschlagenen Verbesserungsmaßnahmen, und zwar durch eine breit angelegte Kommunikation und Dokumente, die für alle Zielgruppen, einschließlich junger Menschen, besser zugänglich sind. Die Teilnehmer äußerten zudem den Wunsch, dass EDF der in der Nähe der Kraftwerke lebenden Bevölkerung umfassendere und regelmäßigere Informationen bereitstellt – sowohl im Normalbetrieb (beispielsweise zu nuklearen Zwischenfällen und deren Folgen) als auch im Falle eines Unfalls.



Führer und Besucher im Kontrollraum des Kernkraftwerks zur Stromerzeugung in Dampierre-en-Burly während der Tage der Elektrizitätswirtschaft 2018.

Seit vielen Jahren führt EDF auf eigene Initiative Informationsmaßnahmen durch, um aktiv auf die Öffentlichkeit zuzugehen:

- In jedem Kernkraftwerk wurden vielfältige Kommunikationsinstrumente eingerichtet, um Interessengruppen, die breite Öffentlichkeit und Meinungsbildner so schnell wie möglich über alle Ereignisse zu informieren, die die Sicherheit, die Umwelt, den Strahlenschutz oder die Kontinuität der Stromerzeugung betreffen;
- Jede Meldung eines bedeutenden Ereignisses in den Bereichen Sicherheit, Umwelt oder Strahlenschutz wird umgehend auf der Website des Kraftwerks oder im externen Newsletter veröffentlicht;
- Bestimmte Betriebsereignisse, wie regelmäßige Materialtests oder außerplanmäßige Abschaltungen, die mit Lärm oder erheblicher Dampfentwicklung einhergehen können, werden auf Twitter veröffentlicht, um Anwohner und die Öffentlichkeit zu informieren;
- Jeden Monat werden die Ergebnisse der Umweltanalysen im Newsletter des jeweiligen Kraftwerks veröffentlicht, der in gedruckter und digitaler Form erhältlich ist;
- EDF pflegt einen kontinuierlichen Dialog mit seinen Interessengruppen, insbesondere mit den lokalen Informationskommissionen (CLI): Jährlich finden fast 70 Arbeitssitzungen mit den Mitgliedern der CLI statt; diese nehmen an Inspektionen teil, die von der ASN mit Genehmigung von EDF durchgeführt werden, ergänzt durch Besichtigungen vor Ort;
- Jedes Kraftwerk veröffentlicht jährlich einen Bericht, der die wichtigsten Betriebsereignisse sowie Vorfälle im Zusammenhang mit der Sicherheit, dem Umweltschutz und dem Strahlenschutz zusammenfasst. Dieser wird den lokalen Interessengruppen übergeben und auf der Website der EDF-Gruppe veröffentlicht;
- Alle Standorte empfangen regelmäßig Besucher in ihren Industrieanlagen und in ihren Besucherzentren (110.000 im Jahr 2019). Jedes Jahr hat die Öffentlichkeit zudem im Rahmen der „Tage der Elektroindustrie“ die Möglichkeit, die Kernkraftwerke zu besichtigen. Darüber hinaus treffen sich die Standortleiter regelmäßig mit gewählten Vertretern, Behördenvertretern und Journalisten.



Besucher vor einer ehemaligen Turbine des Kernkraftwerks Bugey zur Stromerzeugung.

Diese Maßnahmen ergänzen die **gesetzlichen Verpflichtungen des Betreibers in Bezug auf Information und Transparenz**(10):
die Öffentlichkeit, insbesondere die lokalen Informationskommissionen, zu informieren, zu erklären, Fragen zu beantworten und Nachweise vorzulegen; der ASN Ereignisse in den Bereichen Sicherheit, Strahlenschutz, Umwelt und Transport zu melden; die Behörden im Rahmen des internen Notfallplans über alle Zwischenfälle oder Unfälle zu informieren; wichtige Entscheidungen bezüglich kerntechnischer Anlagen (Planung, Errichtung oder Änderung) in verschiedenen Phasen (öffentliche Debatten, auf elektronischem Wege oder im Rahmen öffentlicher Anhörungen) abzustimmen.

Für EDF hat die Information der Öffentlichkeit Priorität. Sie ergibt sich nicht nur aus den Transparenzpflichten des Unternehmens, sondern ist darüber hinaus unverzichtbar für die Ausübung seiner Tätigkeiten, insbesondere im Nuklearbereich. EDF verpflichtet sich, seine Informationsmaßnahmen fortzusetzen und auszubauen, indem es noch stärker auf die Öffentlichkeit zugeht.

- EDF verpflichtet sich, die Öffentlichkeit bis zum Beginn der öffentlichen Anhörungen kontinuierlich über die weiteren Schritte im Rahmen des Konsultationsprozesses zu informieren, insbesondere durch die fortlaufende Bereitstellung von Informationen auf der digitalen Plattform des Konsultationsprozesses.
- Damit die Öffentlichkeit die Umsetzung der in der Leitlinie dargelegten Perspektiven verfolgen kann, wird EDF regelmäßig in den Informationsmedien
  jedes betroffenen Kraftwerks regelmäßig eine schriftliche Zusammenfassung mit einer Infografik für die breite Öffentlichkeit veröffentlichen. Diese Zusammenfassung kann auf der nationalen Website von EDF weiterverbreitet werden.
- EDF wird vorschlagen, auf Anfrage der betroffenen lokalen Initiativkomitees (CLI), der interkommunalen Versammlungen usw. im Rahmen einer lokalen Informationsveranstaltung oder im Rahmen einer digitalen Veranstaltung, beispielsweise eines landesweiten Webinars für interessierte Zielgruppen, einen aktuellen Überblick über die 4. periodische Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren und die Umsetzung der in diesem Leitfaden dargelegten Perspektiven zu geben. Gezielte Besichtigungen vor Ort mit Schwerpunkt auf den Änderungen der 4. periodischen Überprüfung sowie eine Führung durch das VeRCoRs-Modell können ihnen ebenfalls angeboten werden, unter Einhaltung der Gesundheits- und Sicherheitsvorschriften.
- Anlässlich von Veranstaltungen für die breite Öffentlichkeit zum Thema Energie oder Strom (EDF-Tage der Elektroindustrie, Fest der Wissenschaft, Europäische Tage des Kulturerbes ...) wird EDF Führungen durch seine Anlagen anbieten; im Sinne der Barrierefreiheit wird zudem eine kommentierte virtuelle Tour auf den Websites der 900-MWe-Kraftwerke online gestellt.
- Um besser über die aktuellen Sicherheitsfragen zu informieren, können Besichtigungen für Vertreter der Öffentlichkeit (CLI, gewählte Vertreter usw.) organisiert werden, und virtuelle Rundgänge oder Infografiken zu Themen der öffentlichen Konsultation werden für alle auf den Websites der betreffenden Kraftwerke verfügbar sein.

(10) Artikel L. 125-10 des Umweltgesetzbuchs verankert ein Recht auf Information im Bereich der Kernenergie hinsichtlich der „Risiken oder Nachteile, die die Anlage für die geschützten Interessen mit sich bringen kann, sowie der Maßnahmen, die zur Vermeidung oder Verringerung dieser Risiken oder Nachteile ergriffen werden“.

ERKENNTNISSE DER EDF FÜR DIE NÄCHSTE 4E PERIODISCHE ÜBERPRÜFUNG VON KERNREAKTOREN MIT 1.300 MWE



Konsultationsworkshop in Audruicq am 15. März 2019.

- EDF wird der Empfehlung Nr. 5 des HCTISN folgen, im Rahmen des Verfahrens zur 4· periodischen Überprüfung der 1.300-MWe-Kernreaktoren eine neue Konsultation durchzuführen und dabei die Erfahrungen aus der vorliegenden Konsultation zu nutzen.

- Im Hinblick auf diese künftige Konsultation wird EDF den anderen Akteuren des Prozesses vorschlagen, neue Informationskanäle einzurichten, um die breite Öffentlichkeit stärker einzubeziehen und eine größere Vielfalt der Teilnehmer zu fördern.



DOKUMENT

3 bis

DOKUMENT BEZÜGLICH DER AUSWIRKUNGEN AUF DIE UMWELT, DIE MIT DEM BETRIEB DES REAKTORS WÄHREND DER NÄCHSTEN ZEHN JAHRE VERBUNDEN SIND.

Öffentliches Anhörungsverfahren über den Bericht der 4. periodischen Sicherheitsüberprüfung

KERNKRAFTWERK VON BLAYAIS - REACTOR Nr. 3

INHALTSVERZEICHNIS

Seiten

Einleitung S.2

1. Der Betreiber des Kraftwerks von Blayais und der Hintergrund der periodischen Sicherheitsüberprüfung S.3

1.1. Betreiber des Kraftwerks von Blayais S.3
1.2. Hintergrund der periodischen Sicherheitsüberprüfung S.4

2. Fortsetzung des Betriebs der Reaktoren von Blayais S.8

2.1. Das Kernkraftwerk von Blayais S.8
2.2. Betrieb des Kraftwerks S.9
2.3. Die Fortsetzung des Betriebs S.11

3. Öffentliches Anhörungsverfahren bezüglich der periodischen Sicherheitsüberprüfung S.15

3.1. Regelungsverfahren in Frankreich S.15
3.2. Internationale Konsultierung S.16
3.3. Terminplan des Regelungsverfahrens S.17

4. Nukleare Sicherheit des Kernkraftwerks S.18

4.1. Strahlenschutz S.18
4.2. Nukleare Sicherheit während des Betriebs S.19
4.3. Begrenzung der Alterung und Obsoleszenz S.26
4.4. Nukleare Sicherheit, Reaktor während der endgültigen Stilllegung S.27

5. Bewertung der Auswirkungen des Betriebs auf die Umwelt S.28

5.1. Vorgehensweise S.28
5.2. Methode zur Bewertung der Auswirkungen S.29
5.3. Unsicherheiten im Zusammenhang mit der Bewertung der Auswirkungen S.32
5.4. Für die Bewertung verwendete Daten S.32
5.5. Aktueller Zustand Umwelt S.33
5.6. Wechselbeziehungen des Kraftwerks von Blayais mit der Umwelt S.44
5.7. Prognose für die kommenden 10 Jahre hinsichtlich der Auswirkungen auf die Umwelt S.58

6. Bewertung der grenzüberschreitenden Auswirkungen S.75

6.1. Anforderungen hinsichtlich der radiologischen Folgen S.76
6.2. Radiologische Folgen S.78
6.3. Messung von Begrenzung der radiologischen Risiken S.84

7. Überwachung der Umwelt S.93

7.1. Überwachungsmaßnahmen für den Normalbetrieb S.93
7.2. Überwachungsmaßnahmen hinsichtlich der radiologischen Risiken S.96

8. Schlussfolgerungen S.98

Glossar S.100

EINLEITUNG



Kernkraftwerk von Blayais, Département Gironde
Copyright EDF, Gabrielle Balloffet

In Frankreich wird der Bau eines Kernreaktors durch eine Verordnung des für die nukleare Sicherheit zuständigen Ministers genehmigt. Diese Genehmigung enthält keine Betriebsdauerbegrenzung. Dennoch muss der Betreiber alle 10 Jahre eine periodische Sicherheitsüberprüfung durchführen, um die Situation der Anlage im Hinblick auf die für sie geltenden Vorschriften zu bewerten und die Prüfung der Risiken und Nachteile zu aktualisieren, die die Anlage für die öffentliche Sicherheit, Gesundheit und Hygiene oder den Natur- und Umweltschutz, d. h. die sogenannten „geschützten Interessen“ birgt.

In den vier von Électricité de France (EDF, www.edf.fr) betriebenen 900 MWe-Druckwasserreaktoren des Kernkraftwerks von Blayais findet nun die 4. periodische Sicherheitsüberprüfung statt.

Nach Abschluss jeder einzelnen Sicherheitsüberprüfung erstellt EDF einen Abschlussbericht über die Sicherheitsüberprüfung (RCR – Rapport de réexamen), der die Schlussfolgerungen der Sicherheitsüberprüfung und die für den verbesserten Schutz der geschützten Interessen in Betracht gezogenen Maßnahmen darlegt. Die Berichte für die Reaktoren Nr. 1 – 4 des Kraftwerks von Blayais wurden der Regierung und der Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection (ASNR – Behörde für nukleare Sicherheit und Strahlenschutz, www.asnr.fr) jeweils am 20. Dezember 2022, 29. Juli 2024, 20. Februar 2026 und 30. März 2026 vorgelegt.

Nach dem 35. Betriebsjahr findet ein öffentliches Anhörungsverfahren bezüglich des Abschlussberichts über die Sicherheitsüberprüfung statt.

Das vorliegende Dokument ist Teil der Unterlagen des öffentlichen Anhörungsverfahrens, das im Rahmen der 4. periodischen Sicherheitsüberprüfung der Reaktoren von Blayais durchgeführt wird. Es betrifft alle vier Reaktoren des Standorts von Blayais.

Es bezieht sich auf die mit dem Betrieb dieser Reaktoren während der zehn Jahre nach der 4. periodischen Sicherheitsüberprüfung verbundenen Auswirkungen auf die Umwelt, einschließlich der radiologischen oder sonstigen Folgen eventueller Störfälle oder Unfälle. Es beschreibt in diesem Zusammenhang auch die eventuellen grenzüberschreitenden Folgen, da es ggf. im Rahmen einer Konsultierung einem Nachbarland, einem Mitgliedsstaat der Europäischen Union oder einem Land vorgelegt wird, das Vertragspartei des am 25. Februar 1991 in Espoo unterzeichneten Übereinkommens über die Bewertung der Umweltfolgen in einem grenzüberschreitenden Rahmen ist.

Die ASNR berücksichtigt die Ergebnisse des öffentlichen Anhörungsverfahrens, einschließlich derjenigen, die die in diesem Dokument, seiner Analyse des Abschlussberichts über die Sicherheitsüberprüfung und den eventuellen Maßnahmen hinsichtlich der Reaktoren des Standorts von Blayais beschriebenen Umweltauswirkungen betreffen.



1. DER BETREIBER DES KRAFTWERKS VON BLAYAIS UND DER HINTERGRUND DER PERIODISCHEN SICHERHEITSÜBERPRÜFUNG

Luftbild des Kraftwerks von Blayais
Copyright Marc Didier – Parker Wayne Philips (PWP)

1.1. Betreiber des Kraftwerks von Blayais

Als Betreiber des Kraftwerks von Blayais ist EDF verantwortlich für die 4. periodische Sicherheitsüberprüfung ihrer Reaktoren.

EDF ist eine Aktiengesellschaft, deren Anteile zu 100 % dem französischen Staat gehören. Sie beschäftigt weltweit fast 200.000 Mitarbeiter, darunter mehr als 146.000 allein in Frankreich. Als wichtige Akteurin der Energiewende ist EDF ein umfassender Energieversorger, der in allen Bereichen tätig ist: Energieerzeugung und -transport, Energiehandel, Energieservices und Energieverkauf. EDF hat einen vielseitigen Energieerzeugungsmix entwickelt, der hauptsächlich auf Kernkraft und erneuerbaren Energien, insbesondere der Wasserkraft beruht.

Mit einer installierten Gesamtkapazität von 120 GW zum Ende des Jahres 2025 ist EDF Europas wichtigster Energieversorger. Mehr als 95 % der von EDF erzeugten Energie ist emissionsfrei. Daher gehört ihre Kohlenstoffintensität bei 26,5 gCO_2/kWh zu den niedrigsten weltweit, weit unter dem europäischen Durchschnitt von 224 gCO_2/kWh. 2025 lag die Energieerzeugung der EDF-Unternehmensgruppe bei ca. 515 TWh, von denen 80 % von den Kernkraftwerken beigesteuert werden.

Mit einer installierten Kapazität von 63 GWe ist EDF weltweit der wichtigste Kernkraftwerksbetreiber. EDF betreibt 57 Kernreaktoren, die auf 18 Standorte in Frankreich verteilt sind.

Das Kernkraftwerk von Blayais erzeugt jährlich fast 23 Milliarden kWh CO_2-arme Energie. Das entspricht dem Stromverbrauch von fast 5 Millionen französischen Haushalten und 5,6 % der französischen Energieerzeugung aus Kernkraft. Das Kernkraftwerk von Blayais unterstützt die Klimaziele von Frankreich und der Europäischen Union sowie die Stromversorgungssicherheit.

Das Kernkraftwerk von Blayais ist ein wichtiger Wirtschaftsakteur der Region Nouvelle-Aquitaine. Es ist der zweitwichtigste Industriearbeitgeber des Départements Gironde und beschäftigt am Standort ca. 2.300 Mitarbeiter. Es bringt sich stark in die Ausbildung junger Menschen ein und hat 2025 100 Auszubildende und 155 Praktikanten beschäftigt. Es ist Teil des Lebens in der Region und unterstützt zahlreiche Initiativen und Vereine zugunsten der Umwelt, der Solidarität, des Sports, der Kultur und junger Menschen.

1.2. Hintergrund der periodischen Sicherheitsüberprüfung

1.2.1. Verfahren der periodischen Sicherheitsüberprüfung

Das Kernkraftwerk von Blayais besteht aus vier Druckwasserreaktoren (REP – Réacteur à eau pressurisée) mit einer elektrischen Leistung von jeweils 900 MWe, die im sogenannten „offenen Kreislauf“ gekühlt werden. Diese Reaktoren wurden zwischen 1981 und 1983 in Betrieb genommen. Sie tragen seit über 40 Jahren zuverlässig zur Erzeugung CO_2-armer Energie bei. EDF führt die 4. periodische Sicherheitsüberprüfung dieser vier einzelnen Reaktoren durch, die am Standort von Blayais in Betrieb sind.

Ende 2013 hat EDF die Unterlagen über die Ausrichtung der Sicherheitsüberprüfung (DOR – Dossier d‘orientation du réexamen) vorgelegt, in denen die angesprochenen Themen und die dazugehörigen Verbesserungsziele dargelegt wurden, um die im Rahmen dieser Sicherheitsüberprüfungen zu implementierenden Verbesserungen zu ermitteln. Diese Unterlagen über die Ausrichtung der Sicherheitsüberprüfung wurden von der ASN geprüft, die vor ihrer Stellungnahme zuerst ihre technischen Sachverständigen und ständige Sachverständigengremien (GPE – Groupe permanent d‘experts)[1] und anschließend die Öffentlichkeit hinzugezogen hat. Die Prüfung des Teils „Ausrichtung“ der Sicherheitsüberprüfung endete im April 2016 mit einer Stellungnahme der ASN und Anforderungen an EDF[2] als Betreiber.

Für die 4. periodische Sicherheitsüberprüfung der 900 MWe-Kraftwerke hat sich EDF hinsichtlich der allgemeinen Ausrichtung für die Angleichung an die nuklearen Sicherheitsziele der Reaktoren der neuesten Generation wie dem Bezugsreaktor von EDF „EPR Flamanville 3“ entschieden.

Bei der periodischen Sicherheitsüberprüfung werden die Verbesserungen hinsichtlich der Umweltauswirkungen der Anlagen auf zwei Ebenen geprüft:

- Eine **Risiken-Ebene** bezüglich der Vorbeugung von Störfall- oder Unfallereignissen und der Begrenzung ihrer potentiellen radiologischen (radioaktive Emissionen) oder nicht radiologischen (Schäden aufgrund von Wärmeentwicklung, Giftstoffen oder Überdruck) Folgen. Hier werden zwei Risikogruppen unterschieden:
  1. Die **radiologischen Risiken** aufgrund von vorhandenen radioaktiven Stoffen,
  2. Die **konventionellen Risiken**[3], die z. B. mit der Lagerung und Verwendung von brennbaren Produkten, Chemikalien oder schwach radioaktiven Stoffen im Innern der konventionellen Anlagen verbunden sind.
- Eine **Nachteil-Ebene** bezüglich des Umgangs mit den Auswirkungen auf die Gesundheit und die Umwelt, die die Anlage während ihres normalen Betriebs aufgrund der Wasserentnahme und des Schadstoffausstoßes verursacht, sowie mit den Beeinträchtigungen, die sie verursachen kann (Freisetzung pathogener Mikroorganismen, Lärm und Vibrationen, Gerüche oder Staubaufkommen). Der Umgang mit Abfällen gehört zur Nachteil-Ebene.

[1] Zur Vorbereitung der wichtigsten Entscheidungen hinsichtlich der Herausforderungen der nuklearen Sicherheit oder des Strahlenschutzes stützt sich die ASNR auf die Ansichten und Empfehlungen von ständigen Sachverständigengremien.
[2] ASN – Orientations génériques du RP4 900 – CODEP – DCN-2016-007286 vom 20. April 2016.
[3] Siehe Glossar

Jede Ebene ist in zwei Teile unterteilt:

- **Prüfung der Konformität** der Anlage im Hinblick auf die für sie geltenden Regeln.
- **Neubewertung der Prüfung der mit der Anlage verbundenen Risiken oder Nachteile** mit dem Ziel, den Schutz der im Art. L. 593-1 des Umweltgesetzbuch genannten Interessen – die öffentliche Sicherheit, Gesundheit und Hygiene oder den Natur- und Umweltschutz – soweit wie möglich zu verbessern.

Die 4. periodische Sicherheitsüberprüfung umfasst eine dritte Ebene, die sich auf die „Fortsetzung des Betriebs über den Zeitraum von 40 Jahren hinweg" bezieht und den **Umgang mit der Alterung** der Anlagen und die **Aufrechterhaltung der Qualifikation** der Anlagen für Unfallbedingungen behandelt.

Die 4. periodische Sicherheitsüberprüfung der Reaktoren von Blayais bestand aus zwei Phasen:

- Eine erste „allgemeine" Phase in der die Themen betrachtet werden, die alle Reaktoren der gleichen Machart des französischen Kernkraftparks betreffen, so wie es die französischen Vorschriften zulassen. Die Reaktoren von Blayais gehören zu den 900 MWe-Reaktoren dieses Anlagenparks. Diese allgemeine Phase endete am 23. Februar 2021 mit der Veröffentlichung des Beschlusses Nr. 2021-DC-0706 der ASN[4] bezüglich der allgemeinen Phase der 4. periodischen Sicherheitsüberprüfung der 900 MWe-Reaktoren, einschließlich allgemeiner Vorgaben, die Gegenstand eines vorhergehenden öffentlichen Anhörungsverfahrens waren.
- Eine zweite Phase, bei der jeder Reaktor von Blayais einzeln betrachtet wird.

Im Anschluss an die Sicherheitsüberprüfung[5] legt EDF den Abschlussbericht über die Sicherheitsprüfung der 4 einzelnen Reaktoren von Blayais dem für die nukleare Sicherheit zuständigen Minister und der ASNR vor. Dieser Bericht erläutert die Schlussfolgerungen der Sicherheitsüberprüfung hinsichtlich ihrer Ziele, eine Zusammenfassung der angewandten Methoden und die wichtigsten Ergebnisse. Er zählt die von EDF in Betracht gezogenen Maßnahmen zur Verbesserung der nuklearen Sicherheit und für den Schutz der Gesundheit und Umwelt auf.

Die Erstellung dieses Berichts, dessen Vorlagefrist von den Vorschriften geregelt wird, erfolgt üblicherweise nach der zehnjährlichen Sicherheitsüberprüfung des jeweiligen Reaktors, bei der Prüf- und Wartungsmaßnahmen sowie Anpassungen an die Ziele der Sicherheitsüberprüfung vorgenommen werden. Sämtliche mit der Sicherheitsüberprüfung verbundenen Maßnahmen werden im Rahmen eines Industrieprogramms anlässlich der zehnjährlichen Sicherheitsüberprüfung und der nachfolgenden Revisionen während des Reaktorbetriebs implementiert (siehe Art. 3.3).

Bei dieser 4. periodischen Sicherheitsüberprüfung der Reaktoren von Blayais findet ein öffentliches Anhörungsverfahren über den Abschlussbericht der Sicherheitsprüfung statt.

Die ASNR berücksichtigt die Schlussfolgerungen des öffentlichen Anhörungsverfahrens und die Ergebnisse der Konsultierung der Nachbarstaaten in ihrer Analyse des Berichts und ggf. in den neuen Vorgaben, die die Fortsetzung des Betriebs der Reaktoren von Blayais regeln.

Nach Abschluss der Sicherheitsüberprüfung trägt die Fortsetzung des Betriebs der Reaktoren von Blayais in den kommenden zehn Jahren zur Stromversorgungssicherheit des Landes gemäß den Klimazielen von Frankreich und der Europäischen Union bei.

[4] Dieser Beschluss wurde am 19. Dezember 2023 durch den Beschluss 2023-DC-0774 geändert.

[5] Der Artikel R. 593-62 des französischen Umweltgesetzbuchs bestimmt, dass „die Verpflichtung der periodischen Sicherheitsüberprüfung als erfüllt gilt, sobald der Betreiber dem für die nukleare Sicherheit zuständigen Minister und der Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection (ASNR – Behörde für nukleare Sicherheit und Strahlenschutz) seinen Bericht über diese Sicherheitsüberprüfung vorlegt".

1.2.2. Zusammenhang mit dem Verfahren zur endgültigen Stilllegung eines Reaktors

Wenn die im Rahmen der periodischen Sicherheitsüberprüfungen neu bewerteten Bedingungen zur Fortsetzung des Betriebs eines Reaktors nicht erfüllt sind, würde EDF seine endgültige Stilllegung in Betracht ziehen und seinen Rückbau vornehmen müssen. In diesem Fall legt der Betreiber dem für die nukleare Sicherheit zuständiger Minister und der ASNR mindestens 2 Jahre vor dem geplanten Datum seine Absichtserklärung zur endgültigen Stilllegung seiner Anlage vor. Er übergibt der Regierung seine Rückbauunterlagen, die insbesondere die geplanten Rückbaumaßnahmen und die Maßnahmen zur Minimierung der Auswirkungen auf die Bevölkerung und die Umwelt erläutern. Der Rückbau der Anlage wird anschließend nach einer Stellungnahme der ASNR durch die sogenannte Rückbauverordnung angeordnet. Der Rückbau erfolgt gemäß den folgenden Phasen:

Vorbereitungsphase: Maßnahmen zur Vorbereitung des Rückbaus
Diese Phase beginnt sofort nach der Stilllegung und dient folgenden Zwecken:

- Verringerung der Risiken am Standort: Abtransport der verbrauchten und neuen Brennelemente, Abfälle und Ausflüsse, Ablassen der Leitungen, Dekontaminierung bestimmter Leitungssysteme. Während dieser Phase wird der Großteil der radioaktiven Stoffe beseitigt;
- Vorbereitung der Anlage für die Rückbaumaßnahmen: Planung der Zufahrten und Verkehrsbereiche, Anpassung der Unterstützungsfunktionen, insbesondere Lüftung und Handling, Abtransport bestimmter Gerätschaften;
- Genauere Untersuchung des Anlagenzustands: Inventur der Betriebs- und Gefahrstoffe, Prüfung auf Asbest, Probenentnahmen für Strahlenanalysen.

1. Phase: der elektromagnetische Rückbau
Diese Phase wird durch das Inkrafttreten der Rückbauverordnung bedingt und umfasst die Demontage und Zerkleinerung aller vorhandenen Gerätschaften und deren Verarbeitung zu Abfällen. Vor Ort verbleiben nur die Gerätschaften, die für die Durchführung der Sanierung während der 2. Phase erforderlich sind. In jedem Gebäude werden die elektromechanischen Rückbaumaßnahmen in große Teilbereiche unterteilt. Betroffen sind:

- Das Reaktorgebäude (BR – Bâtiment réacteur) – Zerlegung und Abtransport der sperrigen Komponenten sowie Rückbau der Primärkreisleitungen, der Beckeninneneinrichtungen, des Beckens und der weiteren Leitungssysteme und Unterstützungsfunktionen;
- Das Brennelementlager (BK – Bâtiment combustible) – Rückbau der Reaktorbeckenkammern, der verschiedenen Gerätschaften und der Unterstützungsfunktionen;
- Das Hilfsnuklearanlagengebäude (BAN – Bâtiment des auxiliaires nucléaires) – Zerlegung und Abtransport der sperrigen Komponenten und Rückbau der Gerätschaften in zwei Schritten, beginnend mit den Funktionen, die für den Rückbau nicht erforderlich sind, bis zu den letzten vorhandenen Gerätschaften.

2. Phase: die Sanierung der Anlagen
Hier sind nur die nuklearen Räumlichkeiten betroffen. Die eventuell an den Wänden der Räumlichkeiten vorhandene Radioaktivität (Aktivierung, Ablagerung oder Migration der Kontaminierung) wird beseitigt. Die Arbeiten zur Sanierung von Räumlichkeiten können sofort nach Abschluss der elektromechanischen Rückbauphase dieser Räumlichkeiten und nach Vereinbarung der Sanierungsmethode mit der ASNR beginnen.

Nach den Sanierungsmaßnahmen und den Überprüfungsmessungen werden der ASNR die Dokumente der Außerbetriebsetzungserklärung der betreffenden Bereiche vorgelegt. Sobald ein Räumlichkeitenbereich fertig saniert wurde, gelten die verbleibenden Gerätschaften als konventionelle Abfälle.

3. Phase: der Abriss der Gebäude
Bei abzureißenden konventionellen Gebäuden kann der Abriss beginnen, sobald sie für den Rückbau nicht mehr benötigt werden. Dieser klassische Abriss erfordert nicht zwingend eine spezielle Phase für die Entsorgung der Gerätschaften in den Gebäuden.

Bei Nukleargebäuden erfolgt der Abriss nach Übersendung der gebäudespezifischen Dokumente der Außerbetriebsetzungserklärung an die ASNR. Bereiche, die im Innern der Nukleargebäude eventuell nicht saniert wurden, können Gegenstand eines vorherigen Abrisses der Gebäude sein.

4. Phase: Die Sanierung des Anlagenstandorts
Sie sorgt dafür, dass der Zustand der Böden für die zukünftige Nutzung geeignet ist. Bereiche, die ggf. chemisch bzw. strahlentechnisch belastet sind, sind Gegenstand angepasster Begrenzungsmaßnahmen. Nach Abschluss der Sanierungsphase des Anlagenstandorts wird der ASNR ein Außerbetriebsetzungsantrag zur Entscheidung vorgelegt.



2. FORTSETZUNG DES BETRIEBS DER REAKTOREN VON BLAYAIS

Kernkraftwerk von Blayais, Département Gironde
Copyright EDF, Gabrielle Balloffet

2.1. Das Kernkraftwerk von Blayais

Das Kernkraftwerk von EDF liegt in der Gemeinde Braud-et-Saint-Louis, im Département Gironde (33), auf halber Strecke zwischen Bordeaux und Royan. Der mitten in einem Sumpfgebiet von 6.000 Hektar am rechten Ufer der Gironde gelegene Standort erstreckt sich über 78 Hektar.

Die wichtigsten Städte in der Nachbarschaft des Kraftwerks sind Bordeaux, Mérignac und Pessac, jeweils in einem Abstand von ca. 40 km.

Es liegt in unmittelbarer Nähe zu mehreren beachtenswerten Naturgebieten, einschließlich mehrerer NATURA 2000-Gebieten, mehrerer Naturgebiete mit besonderer Bedeutung bezüglich der Umwelt, Fauna und Flora, eines Meeresschutzgebiets, eines „Parc Naturel Régional“ mit Standorten des „Conservatoire d‘Espaces Naturelles“ und des „Conservatoire du Littoral“.

Das Kernkraftwerk von Blayais besteht aus vier Druckwasserreaktoren (REP), die zwischen 1981 und 1983 in Betrieb genommen wurden und von der 4. periodischen Sicherheitsüberprüfung betroffen sind.

KERNKRAFTWERK VON BLAYAIS (DÉPARTEMENT GIRONDE)



Wichtigsten Städte und Kommunikationswege

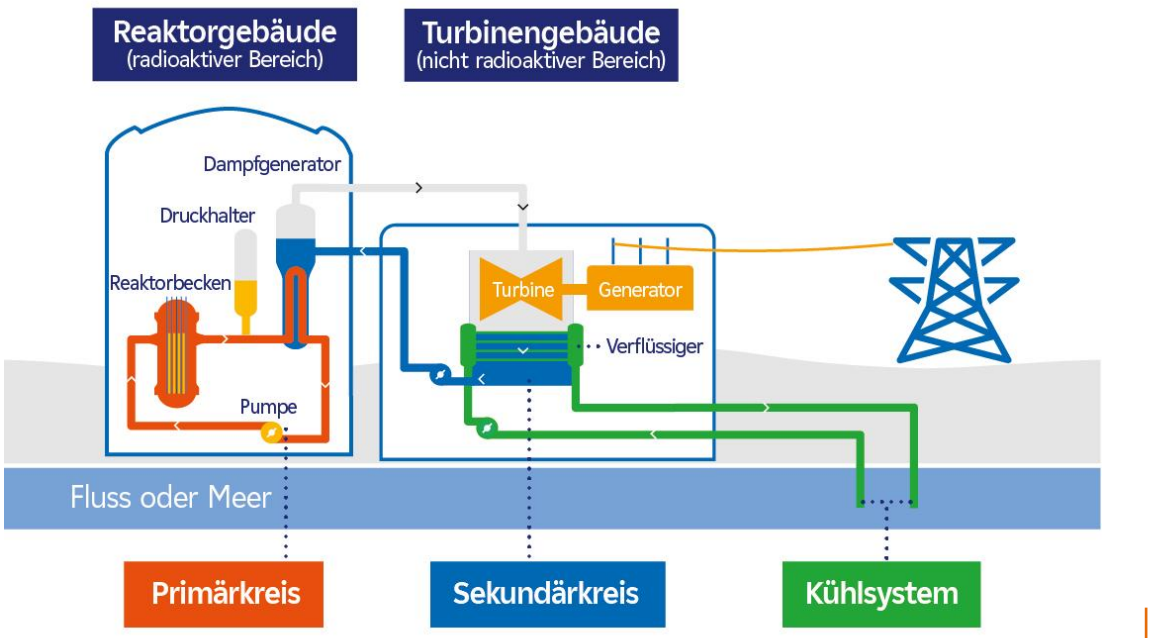


- Préfecture régionale (Verwaltungszentrum der Region)
- Préfecture départementale (Verwaltungszentrum des Départments)
- Sous-Préfecture (Verwaltungszentrum des Distrikts)
- Sonstige Städte

2.2. Betrieb des Kraftwerks

In einem konventionellen oder nuklearen Wärmekraftwerk wird die elektrische Energie auf die gleiche Weise erzeugt: ein Brennstoff erzeugt Wärme, die Wasser bis zum Verdampfen erhitzt. Der Dampf treibt eine Turbine und einen Wechselrichter zur Stromerzeugung an. In einem konventionellen Kraftwerk stammt die Wärme aus der Verbrennung eines fossilen Brennstoffs (Kohle, Heizöl…). In einem Kernkraftwerk entsteht die Wärme bei der Spaltung von Uranatomen.

Das Kernkraftwerk von Blayais besteht aus vier Druckwasserreaktoren mit einer elektrischen Leistung von jeweils 900 MWe, die im sogenannten „offenen Kreislauf“ gekühlt werden. Der Betrieb eines Druckwasserreaktors beruht auf drei getrennten und gegeneinander abgedichteten Leitungssystemen (siehe nachfolgende Abbildung).



1. Der **Primärkreis**: Die Spaltung der Uranatome im Reaktor erzeugt eine große Wärmemenge, die das um die Brennelementbündel zirkulierende Wasser auf 320 °C erhitzt. Das Wasser wird druckbeaufschlagt, damit es nicht kocht. Es überträgt seine Wärme an das Wasser eines zweiten geschlossenen Kreislaufs.
2. Der **Sekundärkreis**: Der Wärmeaustausch zwischen dem Wasser im Primärkreis und dem Wasser im Sekundärkreis erfolgt mittels Dampferzeuger, in denen das Wasser des Sekundärkreises sich in Dampf verwandelt. Dieser Dampfdruck dreht die Turbine, die ihrerseits einen Wechselrichter antreibt. Der Wechselrichter erzeugt einen Wechselstrom. Ein Transformator hebt die Spannung des erzeugten Stroms an, damit er leichter mittels Hochspannungsleitungen über große Entfernungen befördert werden kann.
3. Der **Kühlkreis**: Am Turbinenauslauf wird der Dampf des Sekundärkreises in einem Kondensator zurück in Wasser verwandelt. Das zur Kühlung im Kondensator verwendete Wasser wird aus dem Meer oder einem Wasserlauf entnommen. Dieses dritte Leitungssystem wird als Kühlkreis bezeichnet. Im Kraftwerk von Blayais stammt das Wasser dieses 3. Kühlkreises aus der Gironde.

2025 hat das Kernkraftwerk von Blayais fast 23 Milliarden kWh CO_2-arme Energie erzeugt. Das entspricht dem Stromverbrauch von ca. 5 Millionen Haushalten und 5,6 % der französischen Energieerzeugung aus Kernkraft.

2.3. Die Fortsetzung des Betriebs

EDF versteht sich als treibende Kraft für *„eine CO_2-freie Energieversorgung der Zukunft, die den Schutz unseres Planeten, Wohlbefinden und Entwicklung in Einklang bringt und auf einer innovativen Stromerzeugung und Servicelösungen beruht“*. Sie trägt zu den von der Europäischen Union festgelegten Zielen für das Erreichen der Klimaneutralität bis 2050 bei, die in die französische Strategie für Energie und Klima eingeflossen sind. Diesbezüglich spielen die Kernkraftwerke von EDF eine zentrale Rolle bei der Bereitstellung von CO_2-freier, steuerbarer und konkurrenzfähiger elektrischer Energie.

EDF plant, den Betrieb ihrer Reaktoren fortzusetzen und dazu die für die Beachtung der geltenden Anforderungen an die nukleare Sicherheit nötigen Maßnahmen zu implementieren.

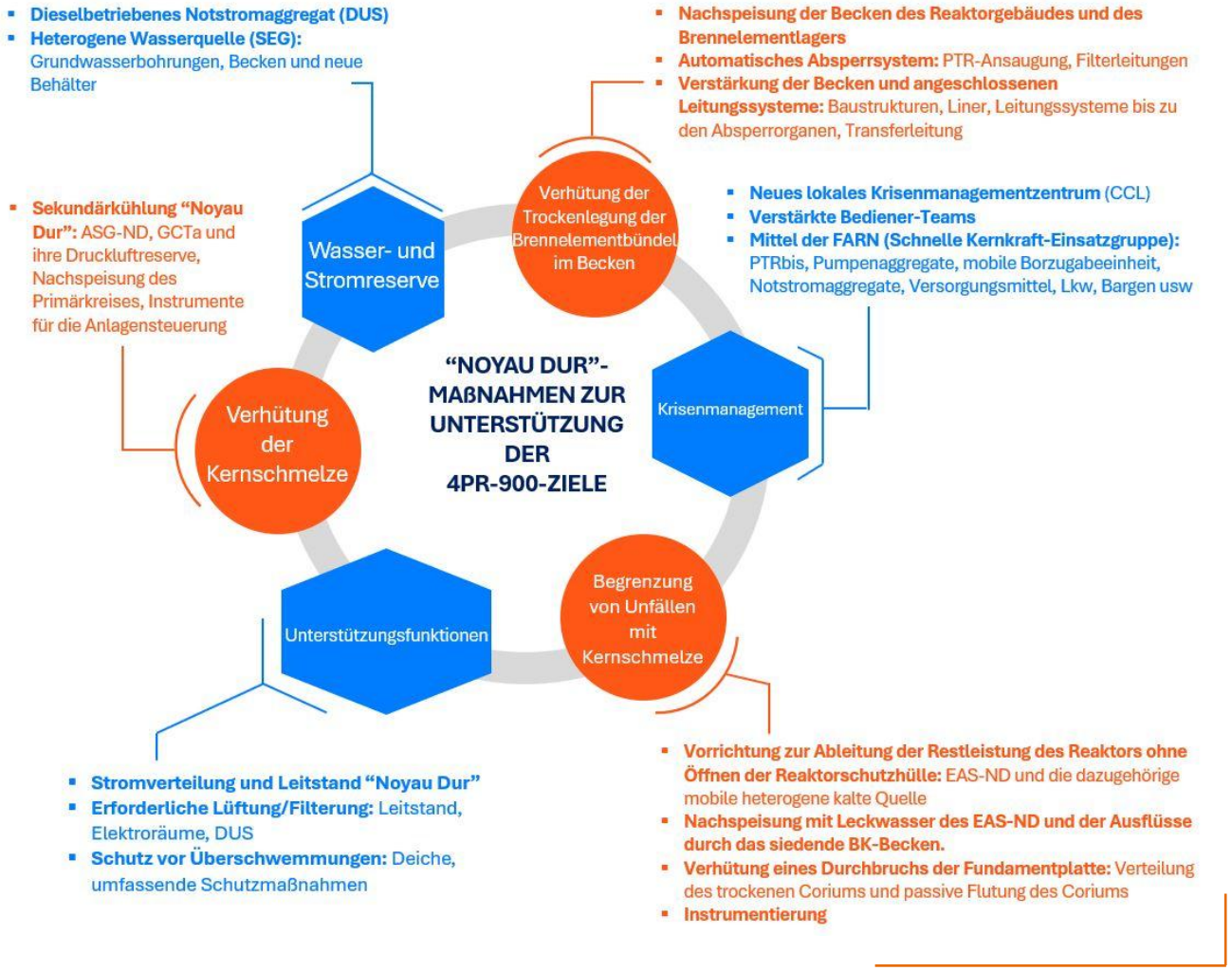
2.3.1. Vorgeschlagene Maßnahmen

Im Hinblick auf die Verbesserungsziele, die für die 4. periodische Sicherheitsüberprüfung der 900 MWe-Reaktoren festgelegt wurden, ist die Fortsetzung des Betriebs für 10 weitere Jahre mit der Implementierung der von EDF im Abschlussbericht über die Sicherheitsprüfung vorgeschlagenen Maßnahmen verbunden, vervollständigt durch die Vorgaben der ASNR, die die Bedingungen für die Fortsetzung des Betriebs festschreiben.

Die Verbesserungsmaßnahmen bestehen teils aus der Berücksichtigung der für die Einbeziehung der Erfahrungen aus dem Unfall des Kernkraftwerks von Fukushima Daiichi im März 2011 implementierten Mittel bei der Bestätigung der nuklearen Sicherheit der Reaktoren. Dabei werden diese Mittel im Anschluss an die Sicherheitsüberprüfung zu einem Maßnahmenprogramm mit der Bezeichnung „Noyau Dur“ („Harter Kern“) verstärkt.

Der **„Noyau Dur“** besteht aus fest verankerten und widerstandsfähigen Hardware-Mitteln, vervollständigt durch mobile Mittel zur Vermeidung massiver radioaktiver Schadstoffausstöße und langfristiger Auswirkungen auf die Umwelt in Situationen, die sich aus extremen externen Naturereignissen ergeben können. Dabei geht es vor allem um Erdbeben, externe Überschwemmungen und ähnliche Ereignisse (Blitzschlag, Hagel, Sturm, Starkregen) oder auch Wirbelstürme.

Wichtigste „Noyau Dur"-Maßnahmen (ND) nach Hauptthemen der nuklearen Sicherheit



- **Dieselbetriebenes Notstromaggregat (DUS)**
- **Heterogene Wasserquelle (SEG):** Grundwasserbohrungen, Becken und neue Behälter

- **Nachspeisung der Becken des Reaktorgebäudes und des Brennelementlagers**
- **Automatisches Absperrsystem:** PTR-Ansaugung, Filterleitungen
- **Verstärkung der Becken und angeschlossenen Leitungssysteme:** Baustrukturen, Liner, Leitungssysteme bis zu den Absperrorganen, Transferleitung

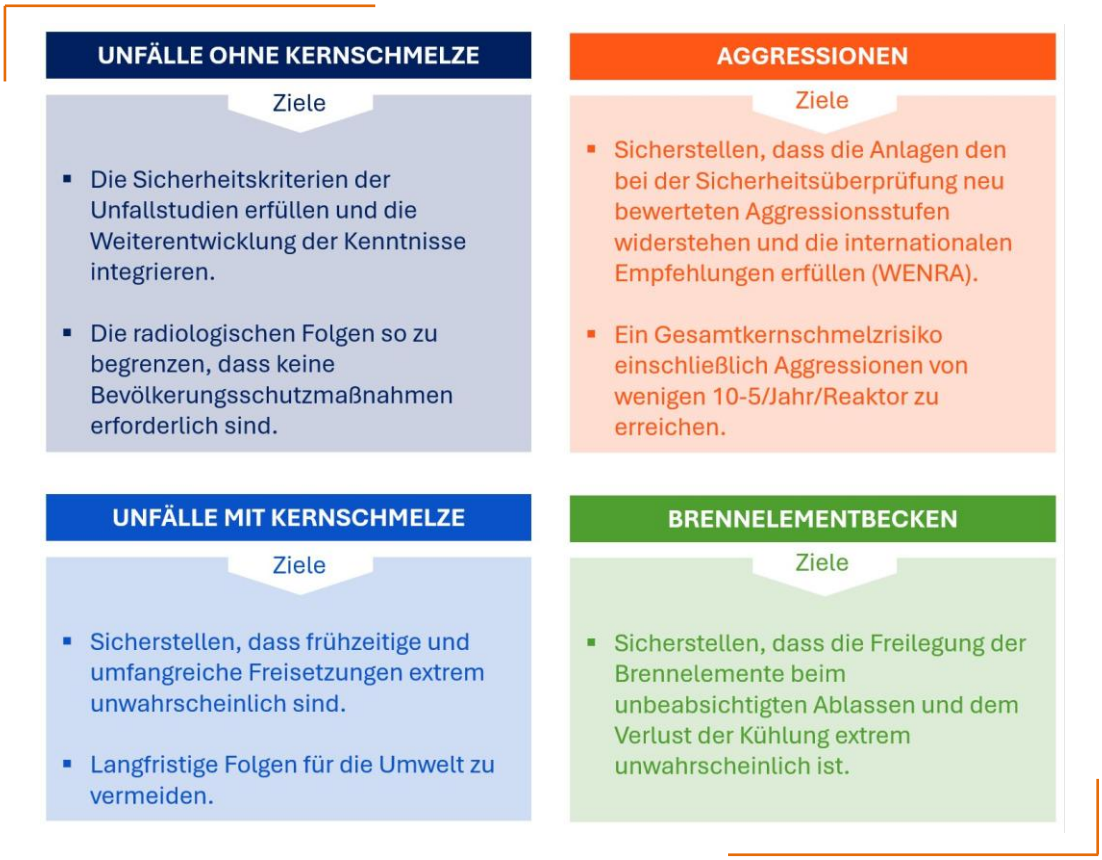
- **Sekundärkühlung "Noyau Dur":** ASG-ND, GCTa und ihre Druckluftreserve, Nachspeisung des Primärkreises, Instrumente für die Anlagensteuerung

- **Neues lokales Krisenmanagementzentrum** (CCL)
- **Verstärkte Bediener-Teams**
- **Mittel der FARN (Schnelle Kernkraft-Einsatzgruppe):** PTRbis, Pumpenaggregate, mobile Borzugabeeinheit, Notstromaggregate, Versorgungsmittel, Lkw, Bargen usw

- **Stromverteilung und Leitstand "Noyau Dur"**
- **Erforderliche Lüftung/Filterung:** Leitstand, Elektroräume, DUS
- **Schutz vor Überschwemmungen:** Deiche, umfassende Schutzmaßnahmen

- **Vorrichtung zur Ableitung der Restleistung des Reaktors ohne Öffnen der Reaktorschutzhülle:** EAS-ND und die dazugehörige mobile heterogene kalte Quelle
- **Nachspeisung mit Leckwasser des EAS-ND und der Ausflüsse durch das siedende BK-Becken.**
- **Verhütung eines Durchbruchs der Fundamentplatte:** Verteilung des trockenen Coriums und passive Flutung des Coriums
- **Instrumentierung**

Des Weiteren entsprechen die sonstigen Verbesserungsmaßnahmen der 4. periodischen Sicherheitsüberprüfung von Blayais der allgemeinen Ausrichtung dieser Sicherheitsüberprüfung für die Angleichung an die nuklearen Sicherheitsziele der Reaktoren der neuesten Generation, deren EDF-Bezugsreaktor der Standort „EPR Flamanville 3“ ist. Diese Verbesserungsmaßnahmen werden in vier Themen unterteilt:



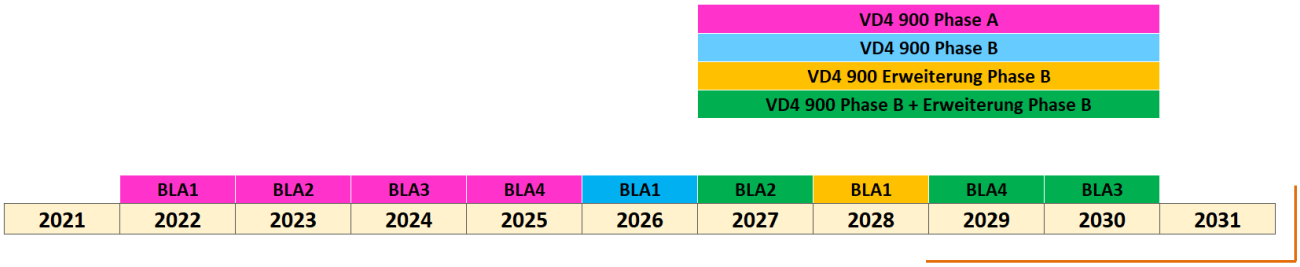
2.3.2. Industrieprogramm aus der 4. periodischen Sicherheitsüberprüfung

Das Industrieprogramm der 4. periodischen Sicherheitsüberprüfung der 900er Klasse besteht aus drei Phasen, unter Berücksichtigung des Umfangs der Maßnahmen und Auswirkungen für Menschen und Unternehmen, die an den Kernkraftstandorten tätig sind[6]:

- Die **Phase A** entspricht den Maßnahmen, die während des Betriebs des Blocks oder während der Stillsetzung im Rahmen der zehnjährlichen Sicherheitsüberprüfung stattfinden. Diese Maßnahmen beinhalten auch die Aktualisierung der Betriebsunterlagen;
- Die **Phase B** entspricht den Maßnahmen, die während des Betriebs des Blocks oder während der Reaktorrevisionen spätestens 6 Jahre nach der Vorlage des Abschlussberichts über die Sicherheitsprüfung durchgeführt werden.
- Der **Zusatz zu Phase B** umfasst die Umsetzung bestimmter Tätigkeiten aus der Prüfung der 4. periodischen Sicherheitsüberprüfung durch die ASNR, die aufgrund ihrer Eigenschaften (z. B. die Erfordernis zur Qualifizierung neuer Gerätschaften für sehr anspruchsvolle Umweltbedingungen) eine Prüfungsfrist von ca. 5 Jahren erfordern. Sie werden während des Betriebs des Blocks oder während der Reaktorrevisionen spätestens 8 Jahre nach der Vorlage des Abschlussberichts über die Sicherheitsprüfung durchgeführt.

[6]Zur Erstellung des Terminplans berücksichtigt EDF auch die in Frankreich sehr hohe Auftragslage der Industrie angesichts der zehnjährlichen Sicherheitsüberprüfungen, die auch für die anderen Klassen durchzuführen sind. Zu diesem Zweck hat EDF sich zur Erstellung eines Projekts entschieden, um die Sicherheitsüberprüfung im Rahmen des sogenannten „Grand Carénage“-Programms durchzuführen.

Die folgende Grafik zeigt den Jahresterminplan der aus der 4. Sicherheitsüberprüfung der Reaktoren von Blayais hervorgehenden Änderungen:





3. ÖFFENTLICHES ANHÖRUNGSVERFAHREN BEZÜGLICH DER PERIODISCHEN SICHERHEITSÜBERPRÜFUNG

Luftbild des Kraftwerks von Blayais
Copyright Marc Didier – Parker Wayne Philips (PWP)

3.1. Regelungsverfahren in Frankreich

Gemäß Art. L. 593-18 des französischen Umweltgesetzbuchs führt EDF alle zehn Jahre eine periodische Sicherheitsüberprüfung durch, mit dem Zweck „der Einschätzung der Situation der Anlagen im Hinblick auf die für sie geltenden Regeln und der Aktualisierung der Einschätzung der Risiken oder Nachteile der Anlage für die in Art. L. 593-1 aufgeführten Interessen, unter Berücksichtigung des Zustands der Anlage, der im Rahmen des Betriebs gesammelten Erfahrung, der Weiterentwicklung der Kenntnisse, unter anderem über den Klimawandel und seine Auswirkungen, sowie der für gleichwertige Anlagen geltenden Regeln. *Diese Bewertung der Risiken berücksichtigt die Folgen des Klimawandels auf externe Beanspruchungen, die im Rahmen derselben zu beachten sind.“*

Der Artikel R. 593-62 des französischen Umweltgesetzbuchs bestimmt, dass *„die Verpflichtung der periodischen Sicherheitsüberprüfung als erfüllt gilt, sobald der Betreiber dem für die nukleare Sicherheit zuständigen Minister und der ASNR seinen Bericht über diese Sicherheitsüberprüfung vorlegt“.*

Dieser Bericht enthält *„die Schlussfolgerungen der in Art. L. 593-18 geforderten Prüfung und ggf. die Maßnahmen, die darin vorgeschlagen werden, um die festgestellten Störungen zu beheben oder den Schutz der in Art. L. 593-1 genannten Interessen zu verbessern“* (Art. L. 593-19 des französischen Umweltgesetzbuchs)

Gemäß Art. L. 593-19 gilt, dass *„bei Sicherheitsüberprüfungen nach dem fünfunddreißigsten Betriebsjahr eines Kernreaktors, der im ersten Absatz des vorliegenden Artikels genannte Bericht Gegenstand eines öffentlichen Anhörungsverfahrens ist “.*

In diesem Zusammenhang erläutern die Artikel R. 593-62-2 bis R. 593-62-9 des französischen Umweltgesetzbuchs das für dieses öffentliche Anhörungsverfahren geltende Verfahren.

3.2. Internationale Konsultierung

Im Rahmen dieses öffentliches Anhörungsverfahren hinsichtlich des Abschlussberichts über die Sicherheitsprüfung (RCR), sieht Art. R. 593-62-6 des französischen Umweltgesetzbuchs ein Verfahren zur Konsultierung der Nachbarländer vor. Wenn ein Teil des Staatsgebiets eines Nachbarlandes an den von diesem öffentlichen Anhörungsverfahren betroffenen Umkreis angrenzt oder wenn die Grenzbedingung zwar nicht erfüllt ist, der Präfekt jedoch auf eigene Initiative oder auf Anfrage der Behörden eines anderen Mitgliedsstaats der Europäischen Union oder einer Vertragspartei des am 25. Februar 1991 in Espoo unterzeichneten Übereinkommens über die Bewertung der Umweltfolgen in einem grenzüberschreitenden Rahmen der Ansicht ist, dass der Betrieb des Reaktors maßgebliche Auswirkungen auf die Umwelt in diesem Staat haben könnte, auch wenn im Konsultationsumkreis keine gemeinsame Grenze vorhanden ist:

- Der Präfekt informiert diesen Staat über die Verordnung zur Einleitung des öffentlichen Anhörungsverfahrens und legt ihm insbesondere eine Ausfertigung der Anhörungsunterlagen vor.
- Die Mitteilung über die Verordnung zur Einleitung des öffentlichen Anhörungsverfahrens legt die Fristen fest, innerhalb derer die Behörden dieses Landes ihre Absicht zur Teilnahme an dem öffentlichen Anhörungsverfahren äußern können. Das öffentliche Anhörungsverfahren kann erst nach Ablauf dieser Frist beginnen.
- Der Präfekt übermittelt die Unterlagen an den Außenminister.

Die folgende Karte zeigt die geografische Lage des Kraftwerks von Blayais und den Abstand zu den Nachbarländern der Französischen Republik, zumindest über die ersten 1.000 Kilometer.

KERNKRAFTWERK VON BLAYAIS (DÉPARTEMENT GIRONDE)

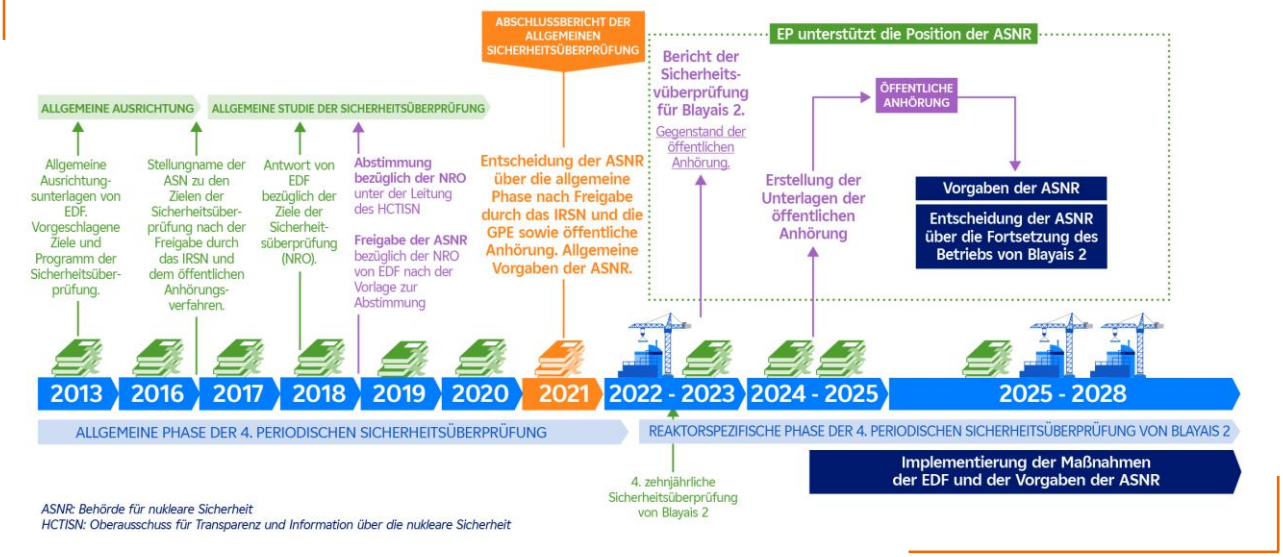


Geografische Lage des Kraftwerks von Blayais im Verhältnis zu den Nachbarländern

3.3. Terminplan des Regelungsverfahrens

Der Präfekt des Départements Gironde legt unter anderem das Datum zur Eröffnung des Anhörungsverfahren und seine Dauer fest (Art. R. 123-9 des französischen Umweltgesetzbuchs).

Die Vorgehensweise für die periodische Sicherheitsüberprüfung wird im Folgenden am Beispiel des Reaktors Nr. 2 von Blayais beschrieben.



Zum Zeitpunkt der Erstellung des vorliegenden Dokuments könnten die öffentlichen Anhörungsverfahren für die Reaktoren Nr. 2, 3 und 4 Ende 2026 stattfinden.



4. NUKLEARE SICHERHEIT DES KERNKRAFTWERKS

Kernkraftwerk von Blayais, Département Gironde
Copyright EDF, Gabrielle Balloffet

4.1. Strahlenschutz

Der **Strahlenschutz** umfasst alle Regeln, Verfahren und Mittel zur Vorbeugung und Überwachung mit dem Ziel, die direkten oder indirekten schädlichen Auswirkungen ionisierender Strahlung auf Personen zu verhindern oder zu verringern, einschließlich derjenigen, die durch Umweltschäden verursacht werden. Er beruht auf drei wichtigen Prinzipien: Begründung, Optimierung und Begrenzung der Strahlendosis.

- **Begründung:** Alle menschlichen Tätigkeiten, die zu einer Ionenstrahlungsexposition bei Menschen führen können, müssen durch die daraus erwachsenden Vorteile begründet werden. Die Vorteile müssen gegenüber den Nachteilen überwiegen.
- **Optimierung:** Für eine gegebene Quelle ist das allgemeine Ziel die Beibehaltung der individuellen und kollektiven Dosiswerte auf dem niedrigsten Stand, der vertretbarerweise unter Berücksichtigung des Stands der Technik und der sozioökonomischen Faktoren erreichbar ist. Dieses Prinzip trägt die Bezeichnung ALARA (As Low As Reasonably Achievable[7]).
- **Begrenzung der Strahlendosis:** Die Ionenstrahlungsexposition einer Person aufgrund einer „nuklearen Tätigkeit“ darf nicht dazu führen, dass die Summe der erhaltenen Dosen die von den Vorschriften festgelegten Grenzwerte überschreitet, es sei denn, diese Person wird der Strahlung zu medizinischen Zwecken oder im Rahmen der biomedizinischen Forschung ausgesetzt.

Im weiteren Verlauf des Dokuments beziehen sich die Informationen bezüglich radioaktiver Strahlungen, ihrer Auswirkungen und ihrer Überwachung auf den normalen Betrieb der Reaktoren oder auf Störfälle bzw. Unfallsituationen.

[7] So niedrig wie vertretbarerweise möglich.

4.2. Nukleare Sicherheit während des Betriebs

Als Industrieanlage beinhaltet ein Kernkraftwerk von Natur aus Risiken, die die Gesundheit und Umwelt beeinträchtigen können. Der Kernreaktor enthält radioaktive Stoffe; die Anlange enthält Gefahrstoffe (z. B. Gasflaschen, brennbare Stoffe oder Chemikalien), die für den Betrieb erforderlich sind.

Das Konzept und der Betrieb der Kernkraftwerke sollen die Beherrschung sämtlicher Risiken sicherstellen, indem sie einerseits durch Vorbeugungsmaßnahmen die Wahrscheinlichkeit verringern, dass Störungen der Anlage auftreten, und andererseits durch Schutzmaßnahmen die Folgen dieser Störungen außerhalb des Standorts minimieren. Je größer die festgestellten Folgen sein können, umso geringer muss die Wahrscheinlichkeit des auslösenden Ereignisses sein, damit das Risikolevel unter angemessenen wirtschaftlichen Bedingungen so niedrig wie vertretbarerweise möglich bleibt.

Die Beherrschung der Risiken wird in den nuklearen Sicherheitsansatz aufgenommen, der für die gesamte Lebensdauer der nuklearen Anlagen gilt; sie besteht aus aufeinander folgenden Sicherheitsmaßnahmen, die für ein hohes Kontrollniveau sorgen.

Die Ermittlung der Risiken berücksichtigt Störungen im kernkrafttechnischen Teil der Anlage, aber auch weiterer Gerätschaften, die für den ordnungsgemäßen Betrieb erforderlich sind. Für jedes Risiko werden die folgenden Punkte definiert:

- Auslösende Ereignisse: Fehlfunktion einer Vorrichtung oder interne (z. B. Leitungsbruch) bzw. externe (z. B. Erdbeben) Ursache.
- Mögliche Folgen außerhalb des Standorts und auf den Betrieb der Anlage selbst.

Alle diese Risiken sind Gegenstand von Entwicklungs- und Betriebsmaßnahmen im Rahmen der nuklearen Sicherheit und des Umweltschutzes, die durch aufeinander folgende Schutzmaßnahmen:

- das Auftreten von Störfällen und Unfällen an der Anlage verringern können,
- Die Anlage überwachen und ihren sicheren Zustand aufrecht erhalten,
- Die Folgen von Störfällen und Unfällen für die Anlage und die Umwelt begrenzen.

Hier werden aufgrund ihrer Besonderheiten zwei Risikogruppen unterschieden:

1. Die **radiologischen Risiken** aufgrund von vorhandenen radioaktiven Stoffen,
2. Die **konventionellen Risiken**, die z. B. mit der Lagerung und Verwendung von brennbaren Produkten, Chemikalien oder schwach radioaktiven Stoffen verbunden sind.

Radiologische Risiken werden in zwei Typen unterteilt:

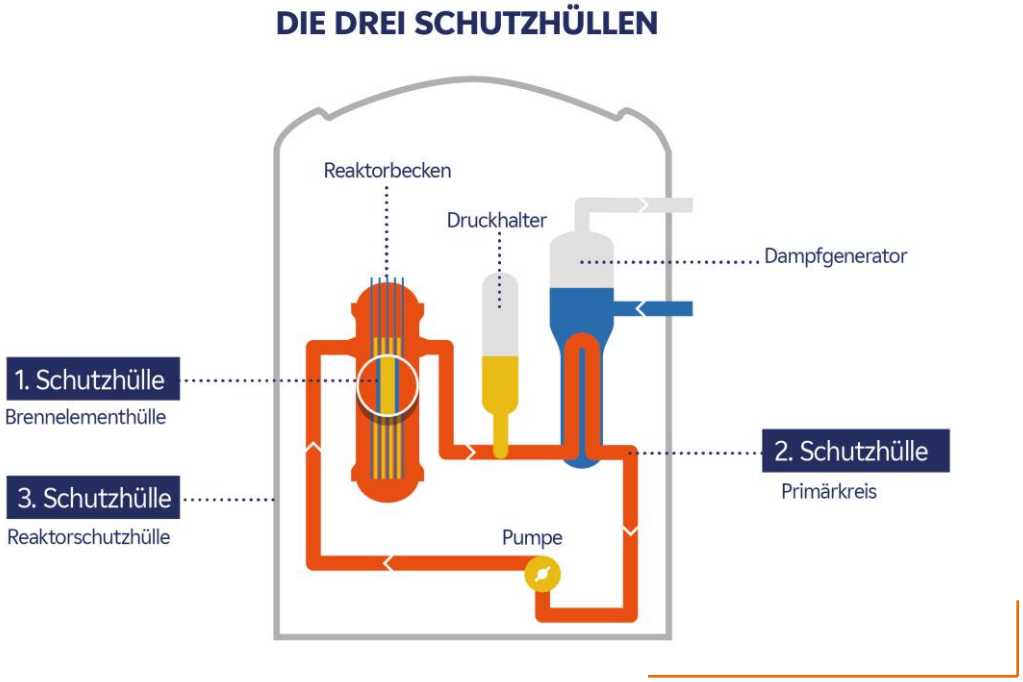
- Die direkte Strahlenexposition, die als externe Exposition bezeichnet wird,
- Die Strahlenexposition durch Verschlucken bzw. Einatmen radioaktiver Stoffe, die als interne Exposition bezeichnet wird.

4.2.1. Begrenzung der radiologischen Risiken

Radioaktive Stoffe werden in hermetisch geschlossenen Einhausungen aufbewahrt, die mit strahlenschutzgeeigneten Schutzbeschichtungen (oder „biologischen Schutzmaßnahmen“) versehen sind, um radiologischen Risiken durch Exposition oder Ausbreitung vorzubeugen. Die Grenzen dieser Einhausungen werden als Reaktorschutzhüllen bezeichnet. Diese Schutzhüllen liegen nach dem Schachtelpuppenprinzip übereinander. Die undurchlässigen, robusten und voneinander unabhängigen Schutzhüllen trennen eine nach der anderen die Brennelemente von der Umwelt.

Auf diese Weise wirken drei voneinander unabhängige physische, robuste und undurchlässige Schutzhüllen zur Einschließung der Radioaktivität zusammen:

- Die Hülle der Brennstäbe,
- Die Hülle um den Primärkreis,
- Die Reaktorschutzhülle.



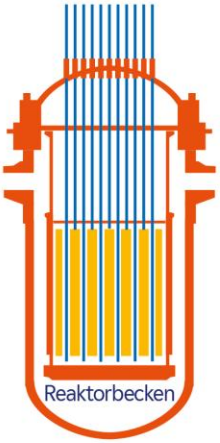
Die Methode zur Analyse der Risiken umfasst die Ermittlung der möglichen Ursachen für die Freisetzung radioaktiver Stoffe außerhalb der Schutzhüllen und die Festlegung der Maßnahmen zur größtmöglichen Minimierung der Häufigkeit und des Umfangs der Folgen solcher Ereignisse.

Zur dauerhaften und situationsunabhängigen Aufrechterhaltung der Schutzhüllen wurden Gerätschaften und Systeme entwickelt, die die permanente Wirksamkeit der drei „Sicherheitsfunktionen“ gewährleisten.

DIE DREI SICHERHEITSFUNKTIONEN

1
Steuerung der Kettenreaktion

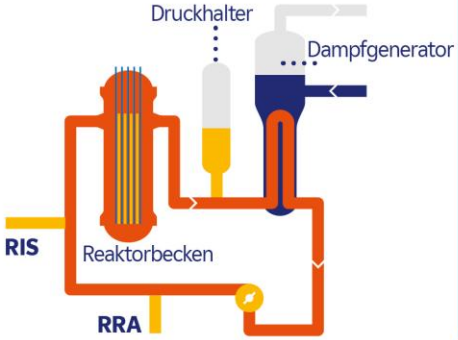
- Position der Steuerbündel
- Borkonzentration des Wassers



2
Kühlung der Brennelemente

Ableitung der Wärme:

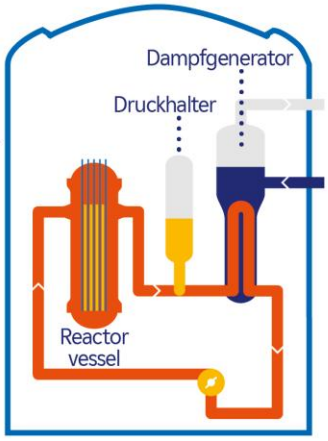
- Im Normalbetrieb über die Dampfgeneratoren
- Bei Reaktorstilllegung über den Kühlkreis **(RRA)**
- Über die Notkühlsysteme **(RIS)**



3
Einschließung der Radioaktivität

Anhand der drei Schutzhüllen:

- Brennelementhülle
- Primärkreis
- Reaktorschutzhülle



Die implementierten Maßnahmen zur Gewährleistung dieser drei grundlegenden Funktionen der nuklearen Sicherheit **sorgen für den Schutz der Bevölkerung und der Umwelt vor ionisierenden Strahlungen** und somit für die Umsetzung dieser vierten Sicherheitsfunktion, die durch die geänderte Verordnung vom 7. Februar 2012 über die Festlegung der allgemeinen Regeln für Basis-Nuklearanlagen – der sogenannten „INB-Verordnung“ – eingeführt wurde.

Der „sichere“ Zustand eines Reaktors zeichnet sich durch die Gewährleistung der drei Sicherheitsfunktionen aus:

- Kontrolle über die nukleare Kettenreaktion im Reaktor,
- Kühlung der Brennelemente,
- Einschließung der radioaktiven Stoffe

sowie die ordnungsgemäße Funktion der Systeme, die die Aufrechterhaltung dieser Bedingungen sicherstellen.

Um ein hohes Sicherheitsniveau des Kraftwerks zu gewährleisten, beruhen Entwicklung und Betrieb der Reaktoren auf der Anwendung eines in die Tiefe gehenden Abwehrkonzepts, das zur Einplanung zusätzlicher Mittel zum Schutz dieser Schutzhüllen und Begrenzung der Folgen von Unfällen auf ein für die Bevölkerung und Umwelt akzeptables Maß führt. Aufeinander folgenden Abwehrstufen, die so weit wie möglich zuverlässig und voneinander unabhängig sind, werden anhand der Umsetzung von zusätzlichen technischen, menschlichen und organisatorischen Mitteln vorgesehen, um solche Unfälle zu verhindern oder deren Folgen zu begrenzen.

Sowohl bei der Entwicklung als auch im Betrieb gliedert sich die Tiefenabwehr in fünf Stufen:

1. **Vorbeugung (1. Stufe):** Das Eintreten der Störung verhindern;
2. **Überwachung oder Erkennung (2. Stufe):** Dem Eintreten der Störung durch Kontrollen oder Prüfungen vorgreifen, oder die Störung unmittelbar nach ihrem Eintreten erkennen, um die normale Betriebssituation wieder herzustellen;
3. **Handlungsmittel (3. Stufe):** Eindämmung der Folgen der Störung oder ggf. Begrenzung ihrer Verschlimmerung durch Wiederaufnahme der Anlagensteuerung (Verfahrensanweisungen für Störfälle und Unfälle);
4. **Abschwächung (4. Stufe):** Situationsmanagement zur Begrenzung der radiologischen Folgen für die Umwelt und die Bevölkerung (Abschließende Verfahrensanweisungen);
5. **Bevölkerungsschutz (5. Stufe):** Die 5. Stufe der Tiefenabwehr obliegt den Behörden und entspricht der Umsetzung des speziellen Einsatzplans (PPI – Plan particulier d'intervention) (in Sicherheit bringen, Jodtabletten verabreichen, Evakuierung...).

Der in den jeweiligen Kernsicherheitsbericht der einzelnen Reaktoren von Blayais übernommene Nachweis der Begrenzung der radiologischen Risiken erfolgt durch die Prüfung der Beachtung der allgemeinen nuklearen Sicherheitsziele bei allen störfall- oder unfallbedingten Abläufen. Zu diesem Zweck wurden zahlreiche Störfall- und Unfallszenarien betrachtet und nach der Häufigkeit ihres Auftretens in Kategorien eingestuft. Das Konzept der Anlagen muss auch einen geeigneten Schutz gegen Szenarien gewährleisten, die durch kumulierte Störungen oder interne bzw. externe Ursachen ausgelöst werden, und die grundlegenden Kernsicherheitsfunktionen beeinträchtigen. Anlässlich der 4. periodischen Sicherheitsüberprüfung erhalten die Reaktoren von Blayais in ihren Referenzunterlagen ein robustes Konzept für Unfälle mit Kernschmelze. Die betrachteten Szenarien führen zur Implementierung von Maßnahmen[8] zur Begrenzung der Folgen dieser Unfälle, ohne die Unversehrtheit der 3. Schutzhülle zu beeinträchtigen.

Studien über die nukleare Sicherheit werden mit einem konservativen Ansatz – d. h. mit Herabstufung einflussreicher Hypothesen oder Parameter – hinsichtlich des Zustands und der Funktion der Systeme sowie der mit den Szenarien verbundenen physikalischen Ereignisse durchgeführt. Bei Bedarf wird auf Entkopplungshypothesen zurückgegriffen, um Unsicherheiten zu berücksichtigen. Somit können Entwicklungsmargen für gefürchtete Situationen gewährleistet werden. Dadurch wird verhindert, dass erkannte Wissenslücken die Schlussfolgerungen dieser Studien in Frage stellen.

Die Untersuchung der radiologischen Folgen all dieser Szenarien dient der Prüfung der Stichhaltigkeit der bei der Entwicklung und im Betrieb ergriffenen Maßnahmen zur Gewährleistung der Unversehrtheit der Schutzhüllen zur Einschließung der radioaktiven Stoffe (Brennstabhüllen, Primärkreishülle und Reaktorgebäudehülle). Sie dient auch der Prüfung auf Austritt radioaktiver Stoffe aus dem Kraftwerk infolge solcher Störfälle/Unfälle, die zu begrenzten Folgen für Bevölkerung und Umwelt führen.

Dabei werden unterschieden:

- Die radiologischen Folgen der Bemessungsstörfälle und -unfälle (die bei der Entwicklung betrachtet wurden),
- Die radiologischen Folgen der sogenannten zusätzlichen Unfälle, die ursprünglich bei der Entwicklung nicht berücksichtigt wurden und Szenarien mit kumulierten Störungen entsprechen. Diese Unfälle werden untersucht, um die anlagenbedingten Risiken durch zusätzliche, in die Anforderungs-Referenzunterlagen integrierte Maßnahmen zu verringern. Dies gilt insbesondere für den Unfall aufgrund eines Dampfrohrbruchs (RTV – Rupture de tuyauterie vapeur), begleitet von multiplen Dampferzeugerrohrbrüchen (RTGV – Rupture de tube de générateur de vapeur),
- die radiologischen Folgen möglicher Unfälle mit Kernschmelze.

[8] Einige Verbesserungen gelten für die 900 MWe-Klasse und können daher in diesem Dokument erwähnt werden.

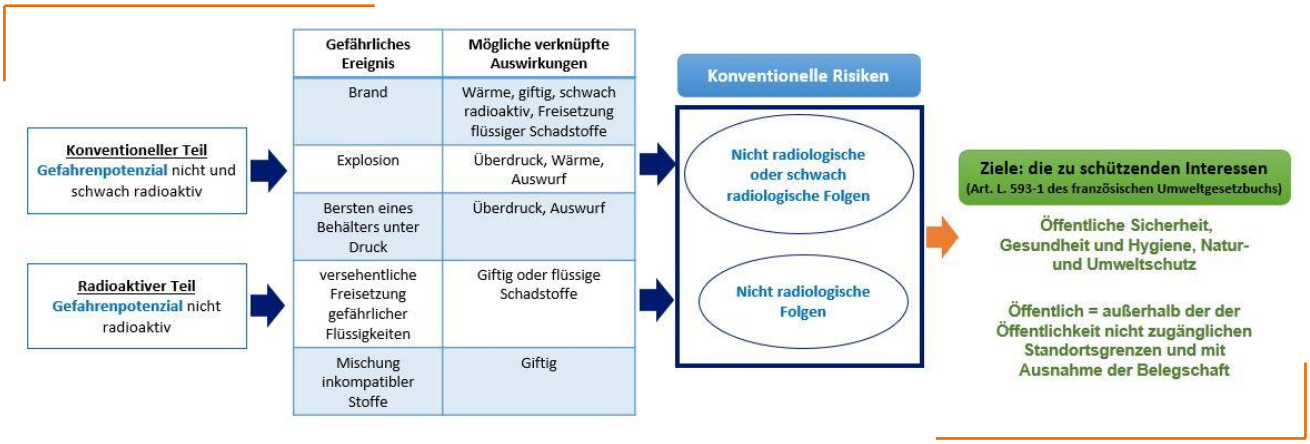
4.2.2. Begrenzung der konventionellen Risiken

4.2.2.1. Methodik zur Analyse der Risiken

Konventionelle Risiken sind z. B. mit der Lagerung und Verwendung von brennbaren Produkten, Chemikalien oder schwach radioaktiven Stoffen im Innern der konventionellen Anlagen verbunden.

Der Nachweis der konventionellen Sicherheit soll belegen, dass diese konventionellen Risiken im Hinblick auf die zu schützenden Interessen akzeptabel sind:

- Die Bevölkerung: Der Analyseumfang berücksichtigt alle der Öffentlichkeit zugänglichen Bereiche außerhalb der Standortgrenzen;
- Die Umwelt und Natur:



Folgende ggf. außerhalb des Standorts durch diese konventionellen Risiken nicht oder nur schwach radiologischer Art verursachten Auswirkungen sind möglich:

- Auswirkungen über die Luft:
  - Schäden durch Wärmeentwicklung aufgrund von Brand, Stichflammen und Explosion,
  - Schäden durch Giftstoffe aufgrund der Freisetzung von Brandgasen, der Verdunstung von Giftstoffen, des Austritts giftiger Gase oder der Mischung unverträglicher Stoffe,
  - Schäden durch Überdruck aufgrund einer Explosion oder berstender Anlagen,
  - Geringe radiologische Schäden durch Dispersion von Radionukliden aufgrund des Brands einer leicht radioaktiven Anlage,
  - Schäden durch Ausschleudern von Projektilen aus drehenden Maschinen aufgrund einer Explosion oder dem Bersten einer Anlage,
- Schäden durch flüssige Medien: Schäden durch die Freisetzung von flüssigen Gefahrstoffen oder schwach radioaktiven Stoffen in die Umwelt.

Gefahrenpotenziale werden anhand ihrer möglichen Auswirkungen auf die zu schützenden Interessen ermittelt und definiert. Die ermittelten Gefahrenpotenziale umfassen die mit den verwendeten oder gelagerten Produkten verbundenen Gefahrenpotenziale sowie die mit den Tätigkeiten verknüpften Gefahrenpotenziale.

Die Begrenzung der konventionellen Unfälle wird durch die Anwendung des Prinzips der Tiefenabwehr erreicht, aber auch durch die Beherrschung der folgenden Kernsicherheitsfunktionen:

- Die Einschließung gefährlicher oder schwach radioaktiver Stoffe,
- Den Schutz der Bevölkerung und der Umwelt vor den Schäden durch Giften, Überdruck, Wärmeentwicklung und Ausschleudern von Projektilen.

Die Analyse wird iterativ anhand folgender Ansätze bis zum Nachweis der Zumutbarkeit des Risikos durchgeführt:

- Verringerung des Risikos an der Quelle: ermitteln, inwiefern die Mengen der Stoffe verringert oder Ersatzprodukte verwendet werden können, wenn die Betriebsvorgaben dies zulassen,
- Ermittlung und Valorisierung der Maßnahmen zur Begrenzung der organisationsrelevanten und technischen Risiken (Vorbeugung, Überwachung, Abschwächung), um das Auftreten bzw. die Folgen der Unfallszenarien zu verringern.

Alle Anlagen, die Tätigkeiten mit Gefahrenpotenzial umfassen oder für die Gefahrstoffe gelagert werden, unterliegen periodischen Prüfungen. Vorbeugende Wartungsmaßnahmen werden in Übereinstimmung mit den Vorgaben der Hersteller oder gemäß den an den Gerätschaften ermittelten Erfahrungswerten durchgeführt. Festgestellte Abweichungen werden durch fehlerbehebende Instandsetzungsmaßnahmen beseitigt.

Brandrisiken werden gesondert behandelt (Brandaktionsplan und Projekt Brandrisikobegrenzung) und sind Gegenstand einer aufgrund von Erfahrungswerten aktualisierten Analyse im Rahmen der ständigen Verbesserungsmaßnahmen. Die Begrenzung der Brandrisiken stützt sich auf die Vorbeugung und schnelle Erkennung von Bränden sowie auf deren Löschung bzw. die Begrenzung der Eskalierung und Ausbreitung von Bränden.

Hinsichtlich der Schäden durch Flüssigkeiten aufgrund der unbeabsichtigten Freisetzung von gefährlichen oder schwach radioaktiven Flüssigkeiten beruht die Begrenzung der Risiken auf der Einrichtung von Vorrichtungen zur Einschließung der ausgetretenen Stoffe. Manche dieser Vorrichtungen sind die letzte Maßnahme zum Schutz der Umwelt und gelten als wichtige Komponenten für den Schutz der Interessen (EIP – Élément important pour la protection des intérêts) und unterliegen entsprechenden Anforderungen für ihre ordnungsgemäße Funktion. **Die Beachtung dieser Anforderungen durch den Betreiber ist Gegenstand besonderer Bestimmungen (Überwachung, Prüfung, Wartung), die die Begrenzung der Risiken gewährleisten.**

Hinsichtlich der Auswirkungen über die Luft erfolgt eine erste Analyse zur Ermittlung der die Hülle betreffenden Unfallszenarien, die Schäden außerhalb des Standorts verursachen können, sowie der Maßnahmen, die zur Begrenzung dieser Risiken ergriffen werden. Für jedes dieser Unfallszenarien wird eine vertiefte Risikoanalyse durchgeführt, um die Wahrscheinlichkeit eines solchen Unfalls und den Umfang der Folgen zu ermitteln. Die zum Nachweis der Begrenzung der konventionellen Risiken ermittelten Maßnahmen gelten dann als wichtige Tätigkeiten oder Komponenten für den Schutz der Interessen (AIP – Activité importante pour la protection des intérêts und EIP – Élément important pour la protection des intérêts), einschließlich der dazugehörigen Anforderungen für die ordnungsgemäße Funktion, deren Beachtung durch den Betreiber Gegenstand besonderer Bestimmungen (Überwachung, Prüfung, Wartung) ist.

Diese Maßnahmen werden im Rahmen der Betriebsnachverfolgung überwacht.

4.2.2.2. Zusammenfassung für Blayais

- ***Risiken über die Luft***

Die Risiken über die Luft der betrachteten Unfallszenarien bergen keine Auswirkungen außerhalb der Standortgrenzen, mit Ausnahme der im Folgenden beschriebenen Szenarien. Die für das Kraftwerk von Blayais durchgeführte Risikoanalyse hat zwei konventionelle Unfallszenarien ausgewiesen, die die zu schützenden Interessen beeinträchtigen können:

- in der MEDOC-Werkstatt könnte eine Explosion infolge des Versagens der Schutzhülle einer Acetylenleitung zu Auswirkungen außerhalb des Standorts führen;

- Im Zapfbereich des Sicherheitsbunkers (BDS – Bâtiment de sécurité) könnte ein Szenario mit einem Lachenbrand von aus Tanklastwagen gezapftem Offroad-Diesel („roter“ Diesel) nach dem Versagen der Schutzhülle des Tanks oder des Schlauchs am Lastwagen zu hitzeverursachten Auswirkungen außerhalb des Standorts führen;

Zahlreiche Vorbeugungsmaßnahmen wurden ergriffen, um derartige Unfälle zu vermeiden: Schulung der zuständigen Personen, Erstellung detaillierter Verfahrensanweisungen, Einrichtung von optischen Signalen, Prüfung des Lieferscheins des angelieferten Produkts und Implementierung von praktischen Vorgehensweisen zur Steigerung der Zuverlässigkeit der Mitarbeiter bei diesen Tätigkeiten usw.

Die Risikostufe eines Szenarios mit Explosion nach dem Versagen der Schutzhülle einer Acetylenleitung in der MEDOC-Werkstatt ist akzeptabel. Die Wahrscheinlichkeit seines Eintretens entspricht der eines unwahrscheinlichen Ereignisses (weniger als 1 mal alle 1.000 Jahre).

Zusätzlich wird zur Begrenzung der Risiken speziell im Sicherheitsbunker vor dem Zapfen eine Maßnahme implementiert, die als wichtige Tätigkeit für den Schutz der Interessen (AIP – Activité importante pour la protection des intérêts) gilt: Eine Prüfung durch einen Dritten, um durch eine körperliche Handlung sicherzustellen, dass die Genehmigung zum Zapfen erteilt werden kann (sicherstellen, dass die Schläuche ordnungsgemäß angeschlossen sind und keine Flüssigkeit austritt, die zur Bildung einer Diesellache führen könnte).

In Anbetracht der ergriffenen zusätzlichen Maßnahmen ist die Wahrscheinlichkeit des Eintretens eines Szenarios mit einem Diesellachenbrand am Sicherheitsbunker ein zwar mögliches, aber extrem unwahrscheinliches Ereignis (weniger als 1 mal alle 100.000 Jahre).

Nach Abschluss der Maßnahmen zur Tiefenabwehr und der Ermittlung mehrerer Ansatzpunkte zur Begrenzung der Risiken sind sie alle akzeptabel hinsichtlich der zu schützenden Interessen.

Risiken durch Flüssigkeiten

Im Hinblick auf die Risiken durch Flüssigkeiten wird die Einschließung der freigesetzten Flüssigkeiten durch die Einrichtung geeigneter Vorrichtungen gewährleistet, um so die versehentliche Freisetzung von Gefahrstoffen oder schwach radioaktiver Stoffe in die Umwelt zu verhindern. Die Szenarien, bei denen Flüssigkeiten freigesetzt werden, haben somit keine Auswirkungen auf die Umwelt.

Die konventionellen Risiken des Kraftwerks von Blayais für die zu schützenden Interessen sind somit begrenzt.

4.3. Begrenzung der Alterung und Obsoleszenz

Der Ansatz zur Begrenzung der Alterung und zum Umgang mit Obsoleszenz beruht bei den von EDF betriebenen Kraftwerken auf:

- Der Begrenzung der Alterung der Systeme, Strukturen und Komponenten,
- Der Wartung,
- Dem Umgang mit der Obsoleszenz der Gerätschaften und Ersatzteile.

Die wichtigsten Maßnahmen, die vom Betreiber in diesem Bereich ergriffen oder vorgeschlagen werden, betreffen zwei Ziele:

- Nachweisen, dass die nicht ersetzbaren Gerätschaften in der Lage sind, ihre Funktion auch nach 40 Jahren zu erfüllen:
  - In Bezug auf das Becken der Reaktoren von Blayais,
    - wird die Druckprüfung im Rahmen der zehnjährlichen Sicherheitsüberprüfung zur umfassenden Neueinstufung des Hauptprimärkreises (CPP – Circuit primaire principal) durchgeführt;
    - werden zusammenfassende Unterlagen erstellt, um die Aufrechterhaltung des Betriebs gemäß eines konservativen deterministischen Ansatzes (Neutronentechnik, Werkstoffe, Mechanik...) nachzuweisen; Sie behandeln einerseits die theoretische Untersuchung der umfangreichsten hypothetischen und nicht erfassbaren allgemeinen Störung (für alle Becken der 900 MWe-Kraftwerke) und beckenspezifische Untersuchungen für jedes einzelne Becken anhand der Befunde der Prüfungen, die im Rahmen der 4. zehnjährlichen Sicherheitsüberprüfung (VD4 – 4e visite décennale) durchgeführt wurden;
    - Die Einführung von Hafnium, einer neutronenabsorbierenden Substanz, in die Brennelementbündel der Reaktoren von Blayais gegenüber von den am stärksten durch Neutronen bestrahlten Beckenbereichen verringert die Neutronenfluenz (in die Betriebsdauer des Reaktors integrierter Neutronenfluss) im Becken.
  - Der mechanische Leistungszustand der Reaktorschutzhüllen wird kontinuierlich mittels Abhorchvorrichtungen überwacht (z. B. Verformungsmessungen) und die Schutzhülle bei jeder zehnjährlichen Sicherheitsüberprüfung einer Druckprüfung unterzogen.
- Nachweisen, dass die ersetzbaren Gerätschaften in der Lage sind, ihre Funktion auch nach 40 Jahren zu erfüllen, oder sie entweder ersetzen oder aufbereiten.

Für Komponenten, deren Leistung wahrscheinlich aufgrund ihrer Alterung abnimmt und deren Ausfall Auswirkungen auf die nukleare Sicherheit haben kann, erfolgt eine Überwachung, die dokumentiert und regelmäßig aktualisiert wird: Alterungsanalyse für jede einzelne Vorrichtung und zusammenfassende Unterlagen über die Eignung zur Fortsetzung des Betriebs für jeden Reaktor. Diesbezüglich werden im Rahmen der VD4 der Reaktoren von Blayais Inspektionen sowie Prüfungen und Wartungsmaßnahmen an den folgenden Systemen, Strukturen und Komponenten vorgenommen: Bauwerksstrukturen, Leitstand, für nukleare Umfelder zugelassene Kabel, Kabeldurchführungen, mechanische und elektromechanische Vorrichtungen, elektrische Anlagen und Instrumentenausrüstung.

4.4. Nukleare Sicherheit, Reaktor während der endgültigen Stilllegung

Für jede Rückbauphase sind Kernsicherheits-Bezugsunterlagen für die Durchführung der phasenspezifischen Maßnahmen vorhanden.

Solange Brennelemente in der Anlage vorhanden sind, gelten bestimmte nukleare Sicherheitsziele, die in den Kernsicherheits-Bezugsunterlagen für den Betrieb der Anlage beschrieben sind, insbesondere bezüglich des Reaktorbeckens im Brennelementlager:

- Die Überwachung der Reaktivität der verbrauchten Brennelementbündel wird durch Lagergestelle gewährleistet, die die Unterkritikalität der Brennelemente anhand von Einlagen aus neutronenabsorbierenden Substanzen und Borwasser sicherstellen.
- Wenn die Kühlung der Reaktorbecken unterbrochen ist, wird die Ableitung der Restleistung der Brennelemente aufgrund der sehr geringen Restwärmeleistung der Brennelemente und der großen Wassermenge in den Reaktorbecken kurzfristig nicht beeinträchtigt. Obwohl die Wiederherstellung der Kühlung das Hauptziel ist, könnte die Restwärme auch dadurch abgeleitet werden, dass man das Wasser kochen lässt und die Reaktorbecken mit Frischwasser versorgt. Das Einleiten von Frischwasser in das Reaktorbecken kann über verschiedene Systeme des Kraftwerks erfolgen, unter Anderem durch neue Maßnahmen, die nach dem Unfall in Fukushima Daiichi eingeführt und anschließend in die Kernsicherheits-Bezugsunterlagen der 4. periodischen Sicherheitsüberprüfung aufgenommen wurden.

Nach der Beseitigung der Brennelemente beruht die nukleare Sicherheit auf der Begrenzung der Risiken einer Ausbreitung gefährlicher Stoffe und Substanzen (Feststoffe, Flüssigkeiten oder Gase) und der Exposition durch gefährliche Ereignisse (Giftexposition aufgrund der Ausbreitung durch Flüssigkeiten bzw. Luft, Wärmeentwicklung, Überdruck, Ausschleudern von Projektilen, schwache Strahlenexposition).

Die Wahl sollte auf die technischen Möglichkeiten fallen, die das Prinzip der Tiefenabwehr anwenden und jede umfangreiche Ausbreitung radioaktiver Stoffe außerhalb des Standorts verhindern und die Exposition der Bevölkerung begrenzen. Sie werden in der Studie zur Begrenzung der Risiken aufgeführt, die mit den von Art. R. 593-67 des französischen Umweltgesetzbuchs geforderten Rückbauunterlagen vorzulegen sind.



5. BEWERTUNG DER AUSWIRKUNGEN DES BETRIEBS AUF DIE UMWELT

Kernkraftwerk von Blayais, Département Gironde
Copyright Robin Paul – Parker Wayne Philips (PWP)

5.1. Vorgehensweise

Abschnitt 5 beschreibt die Bewertung der Auswirkungen des Betriebs des Kraftwerks von Blayais auf die Umwelt im aktuellen Zustand und für die kommenden 10 Jahre.
Die ersten Unterabschnitte beschreiben die folgenden Punkte:

- Die Methoden, die für die Bewertung der Auswirkungen auf die Umwelt gewählt wurden (§ 5.2);
- Die Unsicherheiten im Zusammenhang mit der Bewertung der Auswirkungen (§ 5.3);
- Die für die Bewertung verwendeten Daten (§ 5.4);
- Der aktuelle Zustand der Umwelt (§ 5.5).

Der Unterabschnitt 5.6 beschreibt die Wechselbeziehungen des Betriebs des Kraftwerks von Blayais mit der Umwelt zum aktuellen Zeitpunkt und für die kommenden 10 Jahre.

Der Unterabschnitt 5.7 beschreibt die Auswirkungen des Betriebs des Kraftwerks von Blayais auf die Umwelt zum aktuellen Zeitpunkt und für die kommenden 10 Jahre. Die Auswirkungen der endgültigen Stilllegung des Kraftwerks sind in Abschnitt 5.7.10 dargelegt.

5.2. Methode zur Bewertung der Auswirkungen

Die Methoden zur Bewertung der Auswirkungen werden nach Bereichen beschrieben und sollen die Folgen des Betriebs des Kraftwerks von Blayais auf die Gesundheit und Umwelt bewerten sowie nachweisen, dass sie akzeptabel sind.

Luft und Klimafaktoren

Die Analyse der Auswirkungen des Betriebs des Kraftwerks von Blayais auf das Klima stützen sich auf die Analyse des Lebenszyklus (ACV – Analyse du cycle de vie) des kWh der Kernenergie für den derzeitig von EDF betriebenen Kraftwerkspark. Sie wurde von EDF gemäß einer Standardmethode durchgeführt und von einer unabhängigen Sachverständigenkommission geprüft. Sie beruht auf der Inventur der Stoff- und Energieflüsse während der verschiedenen Phasen des Produktlebenszyklus, vom Abbau der Rohstoffe bis zum Abfallmanagement.
Die Analyse der Auswirkungen auf die Luftqualität stützt sich auf einen Vergleich der Konzentration der freigesetzten Stoffe mit den im französischen Umweltgesetzbuch festgelegten Luftqualitätsnormen (R. 221-1).

Oberflächengewässer

Die Bewertung der Auswirkungen der Freisetzung von flüssigen chemischen Schadstoffen auf die Qualität der Oberflächengewässer beruht auf:

- Einer rückblickenden Analyse der Auswirkungen vergangener und aktueller Freisetzungen von flüssigen Chemikalien mittels Daten aus der chemischen und gewässerökologischen Überwachung, die oberhalb und unterhalb des Standorts durchgeführt wird;
- Einer quantitativen Bewertung der Auswirkungen der Freisetzung flüssiger Chemikalien für jeden einzelnen Stoff auf der Grundlage des Vergleichs der berechneten Konzentrationen in der Umwelt mit Referenzwerten (Grenzwerte, Leitwerte, ökotoxikologische Daten...).

Böden und Grundwasser

Die Bewertung der Auswirkungen auf die Böden und das Grundwasser beruht auf:

- Der Durchführung einer Bestandsaufnahme der Böden und des Grundwassers des Kraftwerks auf der Grundlage einer Analyse der historischen Daten und der Ergebnisse der Pegelüberwachung des Standorts, vervollständigt durch Messkampagnen;
- Dem Vergleich mit Referenzdaten für die Böden: Daten über die Qualität der umliegenden Böden (außerhalb der Bereiche, die potentiell durch die Anlage beeinflusst werden), Daten aus speziellen Studien oder nationalen Programmen;
- Dem Vergleich mit Wasserqualitätsgrenzwerten für das Grundwasser (Verordnung vom 11. Januar 2007 über Grenzwerte und Referenzen zur Qualität von Rohwasser und Wasser für den menschlichen Verzehr, Verordnung vom 17. Dezember 2008 zur Festlegung der Kriterien für die Bewertung und die Modalitäten für die Bestimmung des Zustand des Grundwassers, OMS-Leitlinien über die Qualität des Trinkwassers von 2017 und Richtlinie 2013/59/EURATOM vom 5. Dezember 2013, die die Grundnormen über den Gesundheitsschutz gegen Risiken aufgrund der Exposition durch ionisierende Strahlungen festlegen).

Radioökologie

Die Bewertung der Auswirkungen der Freisetzung von flüssigen und atmosphärischen radioaktiven Schadstoffen auf die Umwelt beruht auf:

- Einer rückblickenden Analyse der Auswirkungen der bis zum heutigen Datum ausgestoßenen Schadstoffe unter Berücksichtigung der Ergebnisse des ursprünglichen Referenzzustands, der zehnjährlichen Bestandsaufnahmen und der jährlichen Überwachung;
- Einer prospektiven Analyse, die mit dem europäischen ERICA-Tool (Environmental Risks from Ionising Contaminants : Assessment and management) zur Bewertung der radiologischen Risiken für Ökosysteme an Land und im Wasser aufgrund der Freisetzung von radioaktiven Schadstoffen am Standort von Blayais, unter

Berücksichtigung der zulässigen Schadstoffgrenzwerte.

Das Prinzip dieser Bewertung beruht auf einem Vergleich der durch radioaktive Schadstoffe verursachten Dosisrate mit einem auswirkungsfreien Dosisratenwert für jeden einzelnen Referenzorganismus. Dieser Vergleich führt zur Berechnung eines Risiko-Index. Liegt der Risiko-Index unter 1 kann daraus geschlossen werden, dass das Risiko vernachlässigbar ist.

Artenvielfalt

Die Analyse der Auswirkungen des Betriebs des Kraftwerks von Blayais auf die biologische Vielfalt beruht auf:

- Der Untersuchung der Naturgebiete, Lebensräume, Fauna, Flora und ökologischen Funktionen im Bereich der Untersuchungsfläche (Literaturstudien und Untersuchungen vor Ort);
- Der Analyse der Folgen der einzelnen Wechselwirkungen zwischen dem Kraftwerk von Blayais und den Naturgebieten, der Fauna, Flora und den ökologischen Funktionen.

Bevölkerung und deren Gesundheit

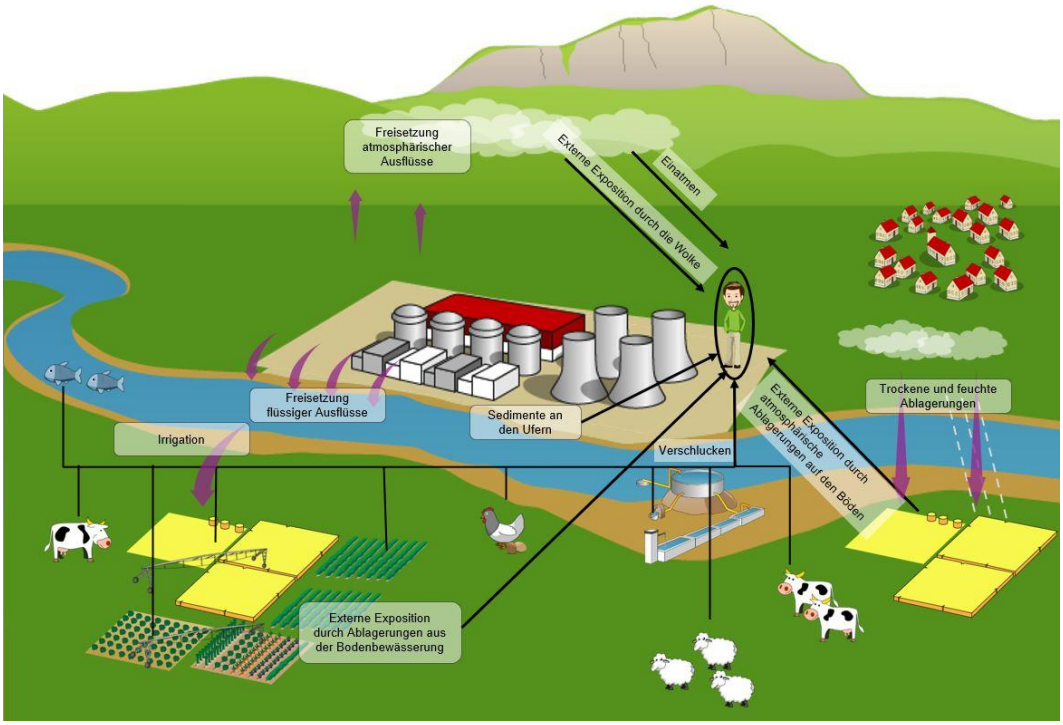
Die dosisbedingten Auswirkungen der Freisetzung radioaktiver Schadstoffe berücksichtigen die interne und externe Exposition durch Freisetzung flüssiger radioaktiver Schadstoffe und durch die Atmosphäre.
Folgende Expositionswege werden berücksichtigt (siehe nachfolgende Abbildung):

- Externe Exposition durch radioaktive atmosphärische Schadstoffe, radioaktive atmosphärische Ablagerungen am Boden, Ablagerungen durch Bodenbewässerung, Ufersedimente;
- Interne Exposition durch Einatmen, Verzehr von Nahrungsmitteln.

Zur Bewertung der dosisbedingten Auswirkungen auf die Bevölkerung durch freigesetzte radioaktive Schadstoffe aus dem Kernkraftwerksbetrieb verfügt EDF über ein Tool, das vom Institut für Strahlenschutz und nukleare Sicherheit (IRNS – Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire) (der heutigen Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection – ASNR) entwickelt wurde.

Die Bewertung umfasst die folgenden Schritte:

- Beschreibung der freigesetzten radioaktiven Schadstoffe;
- Beschreibung der Umwelt im Bereich des Kraftwerks;
- Bewertung der Übertragung der Radionuklide, die in den verschiedenen Umweltstufen bis zum Menschen freigesetzt werden: in der Luft, im Wasserlaufsystem, in der Landwirtschaft (Pflanzen, Tiere, Böden);
- Bewertung der Exposition der benachbarten Bevölkerung;
- Vorlage der Ergebnisse, einschließlich der Vergleiche der von der Referenzperson empfangenen Gesamtwirkdosis mit dem vorgeschriebenen Grenzwert von 1 mSv/Jahr.



Wege der Exposition durch freigesetzte radioaktive Schadstoffe ©EDF

Zur **Bewertung der sanitären Risiken** durch freigesetzte flüssige Chemikalien wird eine an den Methodenleitfaden „Évaluation de l'état des milieux et des risques sanitaires" (Bewertung des Zustands der Umwelt und der Gesundheitsrisiken) des nationalen Instituts für Umwelt und Risiken (Institut national de l'environnement et des risques – INERIS) angelehnte Methode angewandt. Die Bewertung erfolgt in zwei Schritten:

- Die Auslegung des Zustands der Umwelt (IEM – Interprétation de l'état des milieux) auf der Grundlage besonderer Überwachungs- und Messdaten;
- Die prospektive Bewertung der Gesundheitsrisiken (EPRS – Évaluation prospective des risques sanitaires) auf der Grundlage der Modellierung der Schadstofffreisetzungen, die dem Standort von Blayais zuzuordnen sind. Die EPRS besteht aus fünf Schritten:
  - Aufstellung der freigesetzten Stoffe,
  - Bestandsaufnahme der Problematik und der Expositionswege,
  - Ermittlung der Gefahren, Bewertung des Verhältnisses zwischen Dosis und Ergebnis sowie Ermittlung der Indikatoren der Gesundheitsrisiken,
  - Bewertung der Exposition der Bevölkerung,
  - Beschreibung der Risiken.

Aufgrund der geringen Mengen der in die Atmosphäre gelangenden chemischen Schadstoffe, ihrer geringen Dauer, ihres seltenen Auftretens oder dem Fehlen toxikologischer Referenzwerte (VTR – Valeur toxicologique de référence) werden die Gesundheitsrisiken durch freigesetzte Chemikalien in der Atmosphäre qualitativ bewertet.

Die Bewertung der **Lärmbelastung** durch das Kraftwerk von Blayais beruht auf wiederholten Akustikmessungen in der Umwelt im Bereich der Zonen mit reglementiertem Aufkommen und im Grenzbereich des Standorts. Die Methode dieser Messkampagnen entstammt der Norm NF S 31-010 bezüglich der Beschreibung und Messung von Umweltgeräuschen.

- ***Menschliche Aktivitäten***

Die Bewertung der Auswirkungen auf menschliche Aktivitäten erfolgt im Zusammenhang mit den Umweltsachverhalten:

- Auf der Grundlage öffentlicher und bestätigter Daten (z. B. Daten zum Straßenverkehr, zur Bodennutzung, zur Wassernutzung);
- Auf der Grundlage von Bewertungen der Auswirkungen der vom Kraftwerk freigesetzten Schadstoffe auf die Gesundheit.

- ***Abfallmanagement***

Die Auswirkungen der erzeugten Abfälle beruht hauptsächlich auf der Analyse der Maßnahmen, die hinsichtlich der Abfallzonenbestimmung, Beschreibung, Sortierung, Aufbereitung, Verpackung und Überwachung implementiert wurden, sowie auf der Analyse der Erfahrungswerte des Kraftwerks.

Die Berechnung der erzeugten Abfallmengen und die Schätzung der voraussichtlich in den kommenden Jahren zu erzeugenden Abfallmengen beruhen auf Daten aus den vom Kraftwerk erstellten Jahresbilanzen des Abfallmanagements. Diese Bilanzen liefern quantitative und qualitative Daten zu den vom Kraftwerk erzeugten Abfällen, einschließlich der Sektoren, an die die Abfälle weitergeleitet wurden.

5.3. Unsicherheiten im Zusammenhang mit der Bewertung der Auswirkungen

Die im obigen Absatz beschriebenen Methoden zur Bewertung der Auswirkungen entsprechen dem aktuellen Stand der Technik und wurden auf der Grundlage der verfügbaren wissenschaftlichen Ergebnisse erstellt.
Die Fortschritte der Wissenschaft werden schrittweise in die Überwachung der Umwelt und die Entwicklung von Hypothesen und Berechnungs-Tools integriert.

In die Bewertungen der Auswirkungen werden konservative Ansätze aufgenommen. Als wichtigster konservativer Ansatz gilt die Betrachtung der Wechselbeziehungen mit der Umwelt im angemessenen Vergleich mit den tatsächlich beobachteten Wechselwirkungen. Weitere konservative Ansätze werden in die diversen Bewertungen aufgenommen, insbesondere in die Expositionsszenarien. So wird beispielsweise beobachtet, dass die benachbarten Bevölkerungsgruppen nur Trinkwasser aus der nächstgelegenen Quelle verbrauchen, ohne Berücksichtigung der Schadstoffzersetzung.

5.4. Für die Bewertung verwendete Daten

Für die Bewertung der Auswirkungen des Betriebs des Kraftwerks von Blayais werden die folgenden Daten herangezogen:

- Daten zu den Wechselbeziehungen zwischen Kraftwerk und Umwelt, die in Absatz 5.6 dargelegt werden;
- Daten zum aktuellen Zustand der Umwelt, die hauptsächlich aus Umweltstudien des Kraftwerks von Blayais stammen. Diese Daten werden im Absatz 5.5 beschrieben und betreffen:
  - Die Luftqualität;
  - Die Wetterkunde;
  - Die Qualität der Oberflächengewässer;
  - Den Zustand der Böden und Grundwasser;
  - Den radiologischen Zustand der Umwelt;

- Die Artenvielfalt;
- Die Bevölkerung und menschlichen Tätigkeiten.

Das Kraftwerk von Blayais veröffentlicht regelmäßig Daten über die Überwachung seiner Schadstoffe und der Umwelt:

- Die Ergebnisse der Überwachung der Umwelt im Umkreis des Kraftwerks werden an das nationale Netz für die Strahlenmessung in der Umwelt weitergeleitet, das unter der Schirmherrschaft der ASNR entwickelt wurde. Die Daten stehen auf der Webseite des nationalen Netzes für die Strahlenmessung zur Verfügung (https://www.mesure-radioactivite.fr/).
- Das Kraftwerk veröffentlicht jeden Monat auf seiner Webseite die Daten über die Überwachung der Schadstoffe und der Umwelt.
- Außerdem wird auf der Webseite ein Jahresbericht über die Überwachung der Umwelt bereitgestellt.

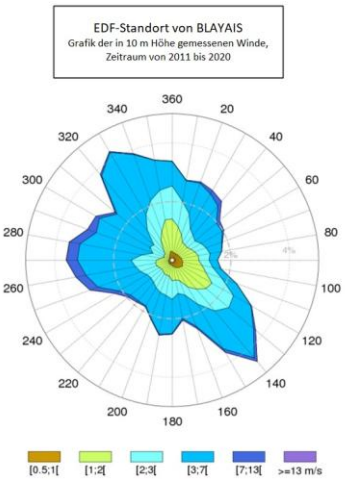
Weitere Informationen stehen im Leitfaden „Kernkraftwerke und Umwelt“ zur Verfügung, der die Wechselwirkungen zwischen den Kernkraftwerken und der Umwelt sowie die dazugehörigen Überwachungsmodalitäten vorstellt.

5.5. Aktueller Zustand Umwelt

5.5.1. Luft und Klimafaktoren

Klima

Die Region im Bereich des Standorts von Blayais liegt im Einflussbereich eines ozeanischen Klimas mit möglichen Frostperioden während des gesamten Winters, wobei sich diese jedoch auf maximal neun pro Monat beschränken. Im Sommer verzeichnet Blayais nicht mehr als insgesamt sieben Hitzetage im Monat.
Im Zeitraum 2011 bis 2020 lag die Jahresdurchschnittstemperatur in Blayais bei ca. 13,6 °C, mit Mindest- bzw. Höchstwerten zwischen -10,1 °C (im Februar) und +39,6 °C (im Juli). Es regnet im Durchschnitt an 181 Tagen im Jahr. Die vorherrschenden Winde wehen aus dem Westen, Nordnordwesten und Südosten.



Grafik der in 10 m Höhe gemessenen Winde, Wetterstation des Standorts von Blayais, Zeitraum von 2011 bis 2020

Luftqualität

Die Qualität der Luft im Bereich des Standorts von Blayais gilt generell als durchschnittlich, hauptsächlich aufgrund des Ozonaufkommens im Sommer und der Rußpartikel im Winter, die durch private Heizungssysteme erzeugt werden. Die Luftqualitätsnormen werden eingehalten.

5.5.2.Oberflächengewässer

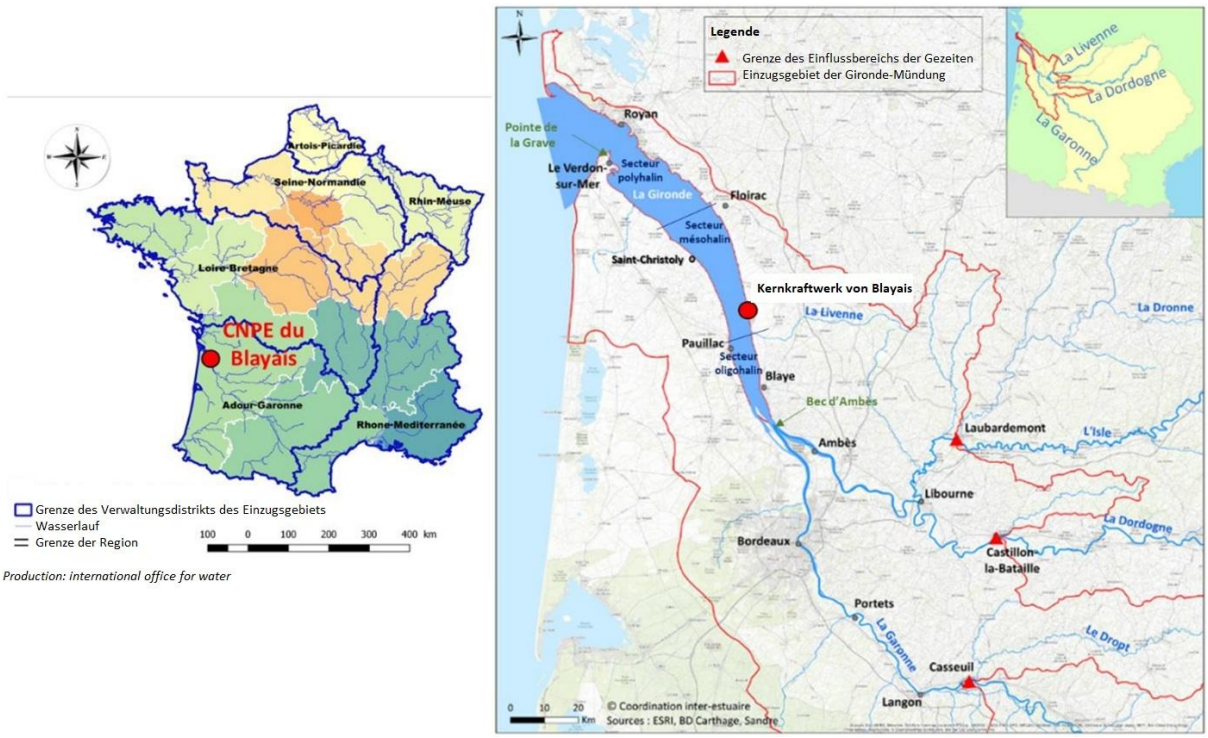
Hydrologie

Das Kraftwerk von Blayais liegt in der Gemeinde von Braud-et-Saint-Louis (Département Gironde) am rechten Ufer der Gironde-Mündung, ca. 47 km nordwestlich von Bordeaux. Die Anlagen liegen am Ufer der größten Flussmündung Frankreichs und Westeuropas, die vom Zusammenfluss der Garonne und der Dordogne gebildet wird. Auf Höhe des Kraftwerks beträgt die Breite der Mündung etwa 4,5 km.

Der Wasserhaushalt der Gironde wird vom Zusammenfluss der Wasser der Garonne und der Dordogne bestimmt. Der allgemeine Wasserhaushalt der Gironde, der aus der Durchmischung der Wasser von Garonne und Dordogne entsteht, zeichnet sich im Süßwasserbereich der Mündung durch starke Hochwasser im Winter und nach der Schneeschmelze in den Pyrenäen manchmal auch im Frühling aus. Diese Frühjahrshochwasser tragen einen Teil der Schlammablagerungen[9] ab. Meistens folgt darauf eine Niedrigwasserperiode im Sommer.

Das Kraftwerk von Blayais liegt im Oberlauf der eigentlichen Mündung im mesosalinen Bereich (Salzhaltigkeit zwischen 5 und 18 ‰). Das Kühlwasser für die Verflüssiger wird aus der Fahrrinne von Saintonge ca. 380 m vom Ufer der Gironde entnommen. Der Süßwasserbedarf des Kraftwerks für die Wasserversorgung der Entsalzungsanlage, das Brauchwasser und das Löschwasser wird durch die Entnahmepunkte in der Isle gedeckt. Die Freisetzung erfolgt in der Mündung mittels zweier Unterwassertunnel mit einer Länge von etwa 2.000 m.

Für den Zeitraum 1995 bis 2019 betragen die jahresübergreifenden Durchflussmengen der Garonne und der Dordogne jeweils 532 m³/s und 307 m³/s. Die durchschnittliche Wassermenge der beiden Zuflüsse erreicht somit 839 m³/s. Von Dezember bis Mai ist die Durchflussmenge höher. Niedrigwasserstände sind im Sommer stärker, insbesondere von Juli bis Oktober.



Einzugsgebiet der Gironde (© OiEau und OFB-Fachleute)

[9] Schlammablagerungen sind in Mündungen häufig und in der Gironde besonders ausgeprägt. In diesem Bereich ist die Wassertrübung durch Schwebstoffe oder MES aufgrund der von den Flüssen mitgerissenen schwebenden Sedimente hoch. Die Ablagerungen bilden sich in dem Bereich, in dem das Süßwasser auf salzhaltiges Meerwasser trifft. Dieser Bereich kann mehrere Dutzend Kilometer lang sein und MES-Konzentrationen von über 1 g/l aufweisen.

Wärmehaushalt

Die Analyse des Wärmehaushalts der Gironde im Umfeld des Kraftwerks von Blayais für den Zeitraum 1993 bis 2020 zeigt deutliche jahreszeitlich bedingte Temperaturschwankungen. Im Sommer liegt die Durchschnittstemperatur bei ca. 24 °C und bei etwa 8 °C im Winter. Im Sommer (von Juni bis September) liegt die Temperatur der Gironde während 15 % der Zeit über 25 °C. Von Juni bis September liegt sie 2 % der Zeit über 27 °C. Die gemessene maximale Tagestemperatur betrug 28,6 °C.

Die Untersuchung der seit den 1993 Jahren beobachteten jahresübergreifenden Schwankungen zeigt eine steigende Tendenz. Während der letzten dreißig Jahre lag die festgestellte durchschnittliche Entwicklung bei ca. + 0,6 °C pro Jahrzehnt, wobei der Temperaturanstieg im Sommer stärker ist.

Physikalisch-chemische und biologische Qualität

Im Kraftwerk von Blayais erfolgen Wasserentnahme und flüssige Freisetzungen in der Oberflächen-Wassermasse „FRFT09“ mit der Bezeichnung „Gironde-Mündung flussabwärts“. Diese Wassermasse bildet die größte Mündung Frankreichs und Westeuropas und entsteht durch den Zusammenfluss zweier Flüsse, der Garonne und der Dordogne.

Nach der vom Ausschuss „Bassin Adour-Garonne“ 2019 freigegebenen Bestandsaufnahme weist die Oberflächenwassermasse „Gironde-Mündung flussabwärts“ flussabwärts des Kraftwerks einen mittelmäßigen **ökologischen Zustand** (Ichthyofauna[10]) und einen schlechten **chemischen Zustand** (Kadmium[11]) mit oder ohne **Ubiquisten** auf. Die Oberflächen-Wassermasse „FRFT31“ mit der Bezeichnung „Flussmündung der Isle“ flussaufwärts des Kraftwerks weist einen guten ökologischen Zustand auf. Der chemische Zustand ist nicht eingestuft.

Die Befunde der chemischen und gewässerökologischen Überwachung in unmittelbarer Nähe des Kraftwerks von Blayais während des Zeitraums 2011-2020 ergeben eine zufriedenstellende Qualität der Gewässer hinsichtlich der physikalisch-chemischen Parameter. Die biologischen Kennzahlen zeigen allgemein deutliche zeitliche Schwankungen, deren Ursachen vielfältig sind. Im Bereich des Einzugsgebiets Garonne/Dordogne und im Studiengebiet weist die hydroökologische Überwachung im Zeitraum 2011-2020 keine Tendenz bezüglich der Vorkommen der Grundel oder des Adlerfischs aus. Bei der Finte wird eine sinkende Tendenz der Vorkommen festgestellt. Die Maifisch- und Aalvorkommen habe sich während dieses Zeitraums stark verringert.

Der ökologische Zustand einer Oberflächengewässermasse im Sinne der Rahmenrichtlinie Wasser (DCE – Directive cadre sur l'eau) wird aus den folgenden gesammelten Kriterien ermittelt: allgemeine physikalisch-chemische Elemente zur Unterstützung der Biologie, spezielle Schadstoffe, Elemente zur Hydromorphologie und Elemente aus der Biologie (biologische Kennzahlen für Makro-Wirbellose, Fische, Makrophyten und Diatomeen).

Der chemische Zustand einer Oberflächengewässermasse wird anhand der Konzentration bestimmter Schadstoffe (Chemikalien) in verschiedenen Matrixen (Wasser, Biota bzw. Sedimente) im Vergleich zu den Umweltqualitätsnormen (NQE – Normes de qualité environnementale) ermittelt.

Die **Ubiquisten** sind persistente, bioakkumulierbare und giftige Stoffe (PBT), die früher oft durch menschliche Aktivitäten in die Umwelt gelangten (Brandhemmer, Pflanzenschutzmittel...) und in den Gewässern weiterhin in Konzentrationen auftreten, die oft weit über den Werten der Umweltqualitätsnormen liegen. Daher beeinträchtigen sie regelmäßig den Zustand der Wassermassen und verdecken die Fortschritte, die anderweitig verzeichnet werden. Daher erlaubt die Richtlinie 2013/39/EU den Mitgliedstaaten, die Auswirkungen auf den chemischen Zustand der ubiquitären Stoffe getrennt darzulegen, um nicht die Verbesserung der Wasserqualität zu verbergen, die für die anderen Stoffe erreicht wurden.

[10] Fische.
[11] Stoff, der nicht vom Kraftwerk von Blayais freigesetzt wird.

Hydromorphologie und Feststoffverlagerungen

Vom geologischen Standpunkt aus ist die Gironde-Mündung ein teilweise vom Meer überschwemmtes Talsegment, das während der Eiszeiten entstanden ist. Der Boden der Mündung besteht aus Sedimenten aus aufeinander folgenden Schichten aus Flusskies, Sanden und Schlamm, deren Dicke zwischen 10 m im Oberlauf und 45 m an der Mündung beträgt.
Die angeschwemmten Sedimente entstammen hauptsächlich der Garonne und der Dordogne und werden vorrangig während der Hochwasser abgelagert. Die in die Mündung eingeleiteten Sedimente unterliegen den gegenteiligen Einflüssen der Gezeiten und der Flüsse. Sie bilden den sogenannten „Schlammstopfen“, eine ausgedehnte Sedimentablagerung, deren Lage sich je nach den Wasserhaushaltsbedingungen ändert. Im Winter können die Steigfluten den Abfluss in der Mündung stören und zur Ablagerung von „Sar“ führen, die aus Pflanzenresten und Schlamm bestehen und die Filtertrommeln des Kraftwerks von Blayais zusetzen.

5.5.3.Böden und Grundwasser

Geologie

Der Boden, auf dem das Kernkraftwerk von Blayais errichtet wurde, besteht aus Schwemmbodenschichten aus dem Quaternär, aus Kalkmergelschichten, Sanden und Lehmen aus dem Eozän und Kalkstein aus der oberen Kreidezeit. Die Gesamtstärke der Schwemmbodenschichten liegt zwischen 15 und 25 m.
Zur Errichtung des Kraftwerks wurde die Plattform durch Aufschüttungen in einer Stärke von etwa 2 m erstellt. Der vorhandene Schlamm wurde anhand zweier Trockenaushübe komplett durch Sand ersetzt. Dazu wurden Spundwände mit einer durchschnittlichen Gesamthöhe von 31 m errichtet (Verankerung in der Kalkmergelschicht aus dem Eozän). Anschließend wurden die tiefen Aushübe trockengelegt. Das Grundwasser wurde mittels Druckausgleichsbohrungen abgepumpt.

Hydrogeologie

Die Schalwände bilden eine Barriere gegen das Abfließen des Wassers. Die betreffenden Grundwasserläufe wurden in zwei Kategorien unterteilt (Grundwasser außerhalb der Schalwände und Grundwasser innerhalb der Schalwände).

Im Bereich des Kraftwerks von Blayais werden fünf grundwasserführende Schichten unterschieden:

- Die wasserführende Schicht der Aufschüttungen;
- Die wasserführende Schicht der Kiessande aus dem Quaternär;
- Die wasserführende oberste Schicht aus dem Eozän;
- Die wasserführende Sandschicht aus dem Eozän;
- Die wasserführende Sandschicht aus der oberen Kreidezeit.

Die unteren Grundwasserschichten sind weitgehend voneinander getrennt. Dennoch sind sie wahrscheinlich miteinander verbunden und der Austausch erfolgt sehr langsam über sehr lange Zeiträume hinweg. Sie werden von dem natürlichen Boden aus mehr oder weniger großer Entfernung vom Kraftwerk gespeist.
Die Grundwassermasse der Stufe 1 unter dem Kraftwerk entspricht der obersten wasserführenden Schicht. Nach der Bestandsaufnahme von 2019, die auf den Daten von 2012-2017 beruht und zur Erstellung des Leitfadens Wasserordnung und -haushalt (SDAGE – Schéma directeur d’aménagement et de gestion des eaux) Adour-Garonne (2022-2027) gedient hat:

- weist diese Wassermasse einen guten qualitativen Zustand (chemischer Zustand der Wassermasse, Nitratparameter, Pflanzenschutzmittelparameter) auf;
- weist diese Wassermasse einen guten quantitativen Zustand auf.

Die Wassermasse der Stufe 3 unter dem Kraftwerk ist diejenige, aus der das Kraftwerk Wasser entnimmt. Nach der Bestandsaufnahme von 2019, die auf den Daten von 2012-2017 beruht und zur Erstellung des SDAGE Adour-Garonne (2022-2027) gedient hat:

- wies diese Wassermasse einen guten qualitativen Zustand (chemischer Zustand der Wassermasse, Nitratparameter, Pflanzenschutzmittelparameter) auf;
- wies diese Wassermasse einen mittelmäßigen quantitativen Zustand auf.

Zustand der Böden

Vor dem Bau des Kraftwerks in den 1970er Jahren wurde keine Ausgangsbestandsaufnahme der umwelttechnischen Qualität der Böden vorgenommen. Die geochemischen Hintergrundwerte unter dem Kraftwerk wurden jedoch aus den nationalen Datenbanken ermittelt. Besonders für metallische Spurenelemente stellt das Netz zur Messung der Bodenqualität (RMQS – Réseau de mesures de la qualité des sols) lokale Hintergrundwerte zur Verfügung. Hinsichtlich der Radionuklide wird jedes Jahr eine radioökologische Überwachung der Umwelt durchgeführt, einschließlich Probenentnahmen aus den oberen Bodenschichten im Umfeld des Kraftwerks. Ohne Einfluss des Kraftwerks auf die Böden der Umgebung entsprechen die Ergebnisse dieser Überwachung dem lokalen radiologischen Rauschen.

5.5.4. Radioökologie

In der Nähe des Kraftwerks von Blayais wurde die Umwelt radiologischen Untersuchungen unterzogen, um einerseits die wichtigsten Radionuklide zu ermitteln, die in den verschiedenen Matrizen an Land und in den Gewässern vor dem Betrieb des Kraftwerks vorhanden waren, und andererseits langfristig zu bewerten, in welchem Maße die vom Standort freigesetzten Schadstoffe im Verhältnis zu den anderen ermittelten Quellen zur Einbringung der Radioaktivität in die Umwelt beitragen.

Ursprung der in der Umwelt vorhandenen Radioaktivität

Zur Auswertung der Radioaktivitätsmessungen sind die natürlich in der Umwelt erzeugten Radionuklide (kosmischen und tellurischen Ursprungs) von den künstlich bei Kernspaltungs- oder -aktivierungsreaktionen erzeugten (atmosphärische Nuklearversuche, Reaktorunfälle, Freisetzung radioaktiver Schadstoffe aus Industrie und Krankenhäusern) zu unterscheiden.

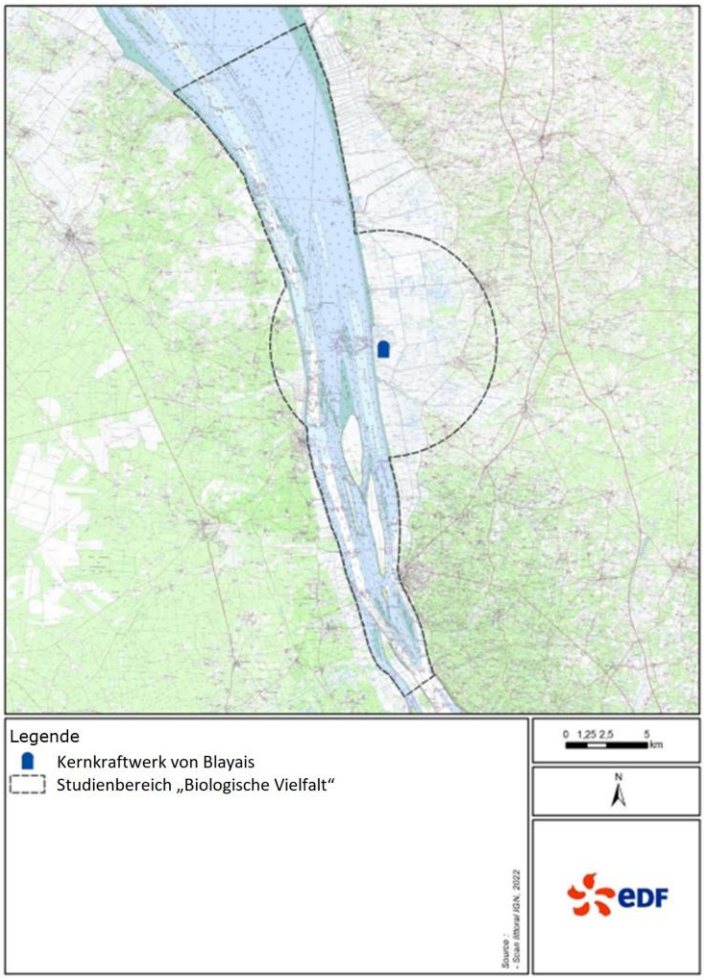
Radiologischer Zustand der Umwelt

Die Analyse der Ergebnisse der durch den Betreiber im Umfeld des Kraftwerks von Blayais im Zeitraum 2011-2020 durchgeführten radioökologischen Studien belegt, dass die radioaktive Komponente hauptsächlich natürlichen Ursprungs ist. Hinzu kommt ein vom Menschen verursachter Anteil aus atmosphärischen Niederschlägen als Folge von Kernkraftversuchen in der Atmosphäre, der Unfälle von Tschernobyl und, in geringerem Maße, von Fukushima-Daiichi, sowie der Freisetzungen genehmigter radioaktiver atmosphärischer und flüssiger Ausflüsse des Kraftwerks von Blayais und des flussaufwärts an der Garonne gelegenen Kraftwerks von Golfech.

5.5.5.Artenvielfalt

Die Analyse der ökologischen Sachverhalte im Umfeld des Kraftwerks von Blayais wurde wie folgt durchgeführt:

- Zuerst wurden die beachtenswerte Naturgebiete und ökologischen Funktionen in einem ellipsenförmigen Umkreis von 45 km Länge und 30 km Breite beschrieben, in dessen Mitte sich das Kraftwerk befindet;
- Anschließend wurde eine zweite Studie hinsichtlich der Auswirkungen auf ein beschränkteres Studiengebiet vorgenommen, das aus den sich überlagernden potentiellen Einflussbereichen der diversen Wechselbeziehungen des Kraftwerks von Blayais mit den Land- und Wasserlebensräumen besteht. Es entspricht einem Kreis mit einem Radius von 7 km für die Landlebensräume sowie einem Teil der Gironde-Mündung, das sich über etwa 20 km aufwärts und abwärts vom Standort über die Wasserlebensräume erstreckt.



Studiengebiet, das für die Analyse der Sachverhalte um das Kraftwerk von Blayais berücksichtigt wird

Beachtenswerte Naturgebiete

Folgende beachtenswerte Naturgebiete wurden im Studiengebiet um das Kraftwerk von Blayais erfasst:

- Acht Standorte „Natura 2000“;
- Fünfunddreißig Naturgebiete mit besonderer Bedeutung bezüglich der Umwelt, Fauna und Flora (ZNIEFF), darunter 26 vom Typ I und 9 vom Typ II;
- Ein Parc naturel marin (PNM);
- Ein Parc naturel regional (PNR);
- Eine Verordnung für den Schutz von Biotopen (APB – Arrêtés préfectoraux de protection de biotope);
- Zwei Standorte des Conservatoire des espaces naturels (CEN);
- Fünf Standorte des Conservation du littoral;
- Drei schützenswerte Naturgebiete (ENS – Espace naturel sensible);
- Ein Jagdsperrgebiet zum Schutz der Wildtiere (hauptsächlich Zugvögel) (RCFS – Réserve de chasse et de faune sauvage).

Die sogenannten **Naturgebiete mit besonderer Bedeutung bezüglich der Umwelt, Fauna und Flora (ZNIEFF – Zones naturelles d’intérêt écologique, faunistique et floristique)**, entsprechen Bereichen der Region, die aufgrund einer schützenswerten Artenvielfalt eine besondere Bedeutung für die Umwelt aufweisen. Sie sind ein Wissens-Tool hinsichtlich der Naturgebiete.

Natürliche Lebensräume

Im Studiengebiet um das Kraftwerk wurden 16 Biotope erfasst, die vier großen Komplexen angehören: vom Menschen veränderte und umgestaltete Siedlungsräume, Wasserlebensräume und Feuchtgebiete (stehende Gewässer, Teiche und Flüsse), offene Lebensräume (Trockenrasen, Wiesen) und Wälder. Auch wenn das Studiengebiet hauptsächlich aus landwirtschaftlich genutzten Flächen besteht, zeichnet es sich doch durch die Besonderheit und Schutzwürdigkeit bestimmter Biotope aus, insbesondere bei den sehr vielfältigen Wasserlebensräumen und Feuchtgebieten (Schilfröhrichte, Salzwiesen, Feuchtwiesen, stehende Gewässer, Wasserläufe und Feuchtwälder).

Pflanzenwelt

Im Studiengebiet gelten 203 Arten als beachtenswert, von denen 59 zu den geschützten Arten gehören. Neunundfünfzig als Invasiv betrachtete Arten wurden im Studiengebiet festgestellt (z. B. *Acer negundo* und *Baccaris halimifolia*).

Aufgrund der großen Vielfalt der vorhandenen Pflanzenarten im Studiengebiet gelten die florabezogenen Herausforderungen als hoch. Hier sind sehr viele bemerkenswerte Arten angesiedelt, insbesondere solche mit einem sehr schlechten Erhaltungszustand im Bereich der früheren Region Aquitaine.





Links: Acer negundo (© P. GOURDAIN, inpn.mnhn.fr), rechts: Baccharis halimifolia (© P. Rouveyrol, inpn.mnhn.fr).

Tierwelt

Die meisten der festgestellten Tierarten sind häufig vertreten und Teil der üblichen biologischen Vielfalt. Die Bestandsaufnahme hat jedoch eine sehr große Artenvielfalt nachgewiesen, die sich durch viele Arten auszeichnet, die als „bemerkenswert“ (geschützt oder schützenswert) eingestuft sind, jedoch auch einige invasive Arten umfasst:

- 75 Arten benthische Makrowirbellose;
- 283 Arten Landwirbellose, darunter 34 bemerkenswerte Arten;
- 46 Fischarten, darunter 16 bemerkenswerte und 3 invasive Arten (Katzenwels, Koboldkärpfling und gemeiner Sonnenbarsch);
- 12 Amphibienarten, die als bemerkenswert gelten, und 1 invasive Art (Ochsenfrosch);
- 8 Reptilienarten, von denen 7 als bemerkenswert gelten, und 1 invasive Art (Rotwangenschildkröte);
- 52 Säugetierarten, darunter 31 bemerkenswerte und 4 invasive Arten (Nutria, Bisamratte, europäischer Damhirsch und Waschbär);
- 243 Vogelarten, von denen 221 als bemerkenswert und 3 als invasiv gelten (Nilgans, Halsbandsittich und Pharaonenibis).

Diese Befunde zeigen, dass im Studiengebiet viele Arten leben, die aufgrund ihres geschützten und/oder schützenswerten Status als bemerkenswert gelten.

Ökologische Funktionen

Nach dem regionalen Flächennutzungsplan zur nachhaltigen Entwicklung und Gleichberechtigung der Gebiete (SRADDET – Schéma régional d'aménagement, de développement durable et d'égalite des territoires) der Region Nouvelle-Aquitaine, ist das wichtigste **Artenvielfalt-Reservoir** im Studiengebiet die Gironde-Mündung mit den dazugehörigen Sumpfgebieten von Blayais am rechten Ufer. Im Westen der Gironde liegt ein weiteres wichtiges großes Artenvielfalt-Reservoir am westlichen Rand des Studiengebiets: Der Forst von Médoc, der sich in westlicher Richtung bis zum See von Hourtin erstreckt. Außerdem wurden mehrere kleinere **grüne Korridore** erfasst, die quer zur Mündung verlaufen.

Artenvielfalt-Reservate sind Gebiete, in denen die Artenvielfalt am höchsten und vielfältigsten ist und in denen Arten ihren ganzen oder einen Teil Ihres Lebenszyklus verbringen. Sie schützen Populationsvorkommen, aus denen heraus sich einzelne Tiere und Pflanzen ausbreiten können, oder eignen sich für die Ansiedlung neuer Artenpopulationen.
Grüne Korridore gewährleisten die Verbindung zwischen den Artenvielfalt-Reservaten und bieten den Arten günstige Bedingungen für ihre Wanderungen und ihren Lebenszyklus.

Das Studiengebiet umfasst auch viele Bauwerke, die die Wanderungen bestimmter Arten behindern können (insbesondere Straßen) und dadurch die ökologische Permeabilität des Gebiets verringern.

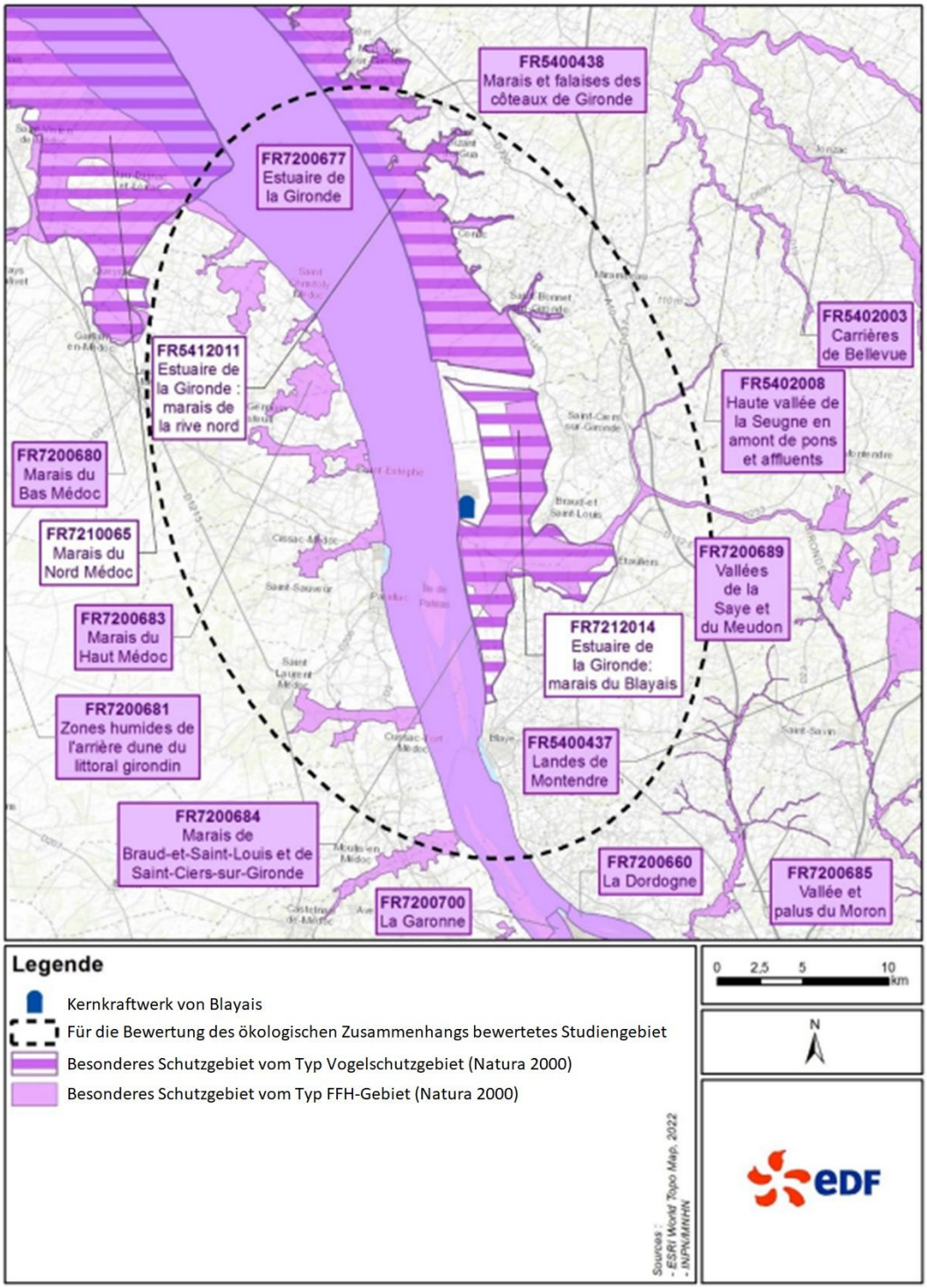
Natura 2000-Standorte

Im ellipsenförmigen Umkreis des ökologischen Netzwerks um das Kraftwerk von Blayais (45 km Länge und 30 km Breite) befinden sich acht **Natura 2000**-Standorte. Es handelt sich um die folgenden drei **besonderen Schutzgebiete vom Typ Europäisches Vogelschutzgebiet (ZPS – Zone de protection spéciale)** und fünf **besondere Schutzgebiete vom Typ FFH-Gebiet (ZSC – Zone spéciale de conservation)**:

- Das Schutzgebiet ZPS FR5412011 Mündung der Gironde : Sumpfgebiete am Nordufer;
- Das Schutzgebiet ZPS FR7212014 Mündung der Gironde: Sumpfgebiete des Blayais;
- Das Schutzgebiet ZSC FR5400438 Sumpfgebiete und Klippen der Hänge der Gironde;
- Das Schutzgebiet ZSC FR7200677 Mündung der Gironde;
- Das Schutzgebiet ZSC FR7200680 Sumpfgebiete des Haut Médoc;
- Das Schutzgebiet ZSC FR7200684 Sumpfgebiete von Braud-et-Saint-Louis und Saint-Ciers-sur-Gironde.

Natura 2000 ist ein europäisches Umweltschutznetzwerk aus naturnahen Standorten, die sich durch die Seltenheit oder Empfindlichkeit der Wildtier- oder Wildpflanzenarten und deren Lebensräumen auszeichnen.
Das Netzwerk besteht aus:

- Besonderen Schutzgebieten vom Typ Europäisches Vogelschutzgebiet (ZPS), die zum Schutz von Wildvogelarten eingerichtet wurden;
- Besonderen Schutzgebieten vom Typ FFH-Gebiet (ZSC) zum Schutz der naturnahen Gebiete und der schützenswerten Fauna und Flora.



Die im Umkreis des ökologischen Netzwerks um das Kraftwerk von Blayais erfassten „Natura 2000“-Gebiete

5.5.6. Bevölkerung und deren Gesundheit

Bevölkerung

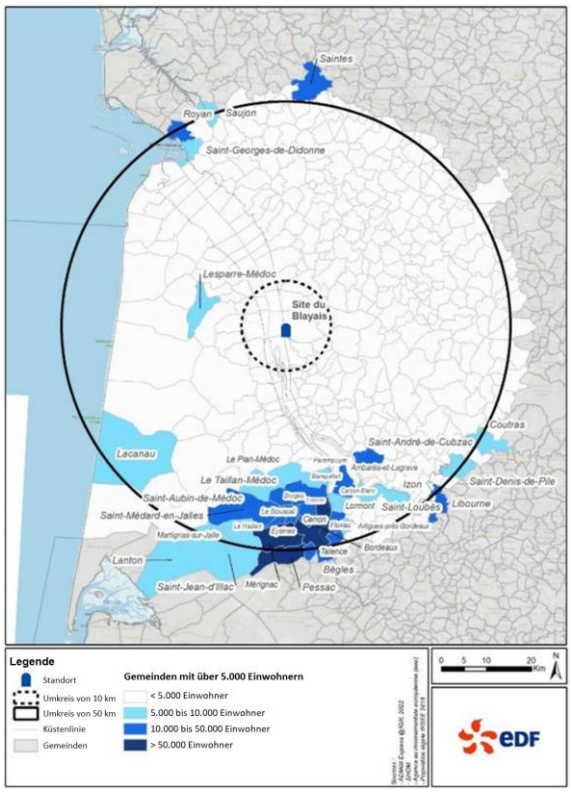
Die Erweiterung des Studienkreises auf 50 km soll die Verteilung der Bevölkerung im Umfeld des Kraftwerks von Blayais beschreiben, wohingegen der lokale Studienumkreis von 10 km der Ermittlung von bedeutsamen Bevölkerungsgruppen dient

In einem Umkreis von 50 km beträgt die durchschnittliche Bevölkerungsdichte 163 Einwohner/km², in einem Umkreis von 10 km jedoch 64 Einwohner/km². Somit ist die durchschnittliche Bevölkerungsdichte in einem Umkreis von 50 km um das Kraftwerk größer als der französische Durchschnittswert (119 Einwohner/km², Stand 2018 – mit Ausnahme der Überseegebiete), während sie in einem Umkreis von 10 km um das Kraftwerk unter diesem Wert liegt.

Die wichtigsten Gemeinden in einem Umkreis von 50 km sind: Bordeaux (257.068 Einwohner), Mérignac (70.813 Einwohner) und Pessac (64.374 Einwohner). Im Umkreis von 10 km um das Kraftwerk zählt keine einzige Gemeinde mehr als 5.000 Einwohner.

Die dem Kraftwerk am nächsten liegenden Einrichtungen für gefährdete Bevölkerungsgruppen sind ein Kindergarten und eine Grundschule sowie ein Altenheim, die sich in einer Entfernung von ca. 4 km vom Kraftwerk in der Gemeinde Braud-et-Saint-Louis befinden.

Die nächstgelegenen Wohnstätten liegen in einer Entfernung von weniger als einem Kilometer im Nordwesten des Standorts in der Gemeinde Braud-et-Saint-Louis.



Gemeinden mit über 5.000 Einwohnern in einem Umkreis von 50 km um das Kraftwerk von Blayais, Stand 2018

Lärm- und Lichtbelastung

2021 wurde am Kraftwerk von Blayais eine Akustikmesskampagne durchgeführt.
Die Lichtbelastung im Umkreis des Kraftwerks wird vor allem durch die Beleuchtung der benachbarten Industrieanlagen sowie die Straßenbeleuchtung der umliegenden Gemeinden verursacht.

5.5.7. Menschliche Aktivitäten

Flächennutzung

Im Umkreis von 10 km um das Kraftwerk von Blayais nimmt die Mündung etwa 26,5 % der Fläche des Studiengebiets in Anspruch. Die nachfolgend aufgeführten Flächen schließen die Mündung aus.

Im Umkreis von 10 km um das Kraftwerk von Blayais (unter Ausschluss der Mündung) werden die Flächen hauptsächlich für den Weinanbau genutzt (27 % des Studiengebiets). Die zweitwichtigste Nutzungsart sind Weideflächen (22 % des Studiengebiets) und die drittwichtigste ist unbewässertes Ackerland (20 % des Studiengebiets).

Insgesamt werden ca. 82 % der Flächen des Studiengebiets landwirtschaftlich genutzt. Feuchtgebiete entsprechen in etwa 8 % des Studiengebiets. Wälder und vom Menschen gestaltete Flächen bedecken zu gleichen Teilen ca. 5 % des Studiengebiets. Nur ein sehr geringer Anteil des Studiengebiets (weniger als 1 %) wird von Wasserflächen eingenommen.

Landschaft und Kulturerbe

Zehn Landschaftstypen dominieren in einem Umkreis von 10 km um den Standort von Blayais:

- Die Mündung und ihre Inseln verlaufen entlang der Schwemmlandterrassen des Médoc am linken Ufer und der Sumpfgebiete von Braud-et-Saint-Louis am rechten Ufer. Die Ufer bestehen aus Sumpfgebieten und wasserableitenden Kiesterrassen, die bestens für den Weinanbau geeignet sind.
- Der Médoc von Pauillac beansprucht 15 km des linken Ufers der Gironde-Mündung. Dieser Landschaftstyp besteht aus einem schmalen sumpfigen Uferstreifen und Hanglagen, die dem Weinbau gewidmet sind.
- Der Médoc von Saint-Christoly besteht hauptsächlich aus Weinbergen, die weite Flächen des meist flachen Reliefs bedecken.
- Das Sumpfgebiet von Braud-et-Saint-Louis zeichnet sich durch steile Kalkhänge aus, die nach Osten hin sanfter werden und sich vom Fluss zurückziehen, und den Sumpfgebieten viel Raum lassen.
- Die Weinberge des Charente-Teils der Gironde-Mündung sind die ersten Anzeichen der Hanglagen der Charente. Dieser Landschaftstyp umfasst Weinberge, Wälder und landwirtschaftlich genutzte Flächen;
- Die Ränder der Double Saintongeaise weisen vielfältige Landschaften auf, unter anderem den Forst der Double Saintongeaise, Waldränder, Hügel und eine vielseitige landwirtschaftliche Nutzung;
- Das Blayais besteht aus runden Hügelkuppen und weiten Weinbergflächen. Kleine bewaldete oder landwirtschaftlich genutzte Täler unterbrechen die einheitliche Landschaft.
- In ihrem oberen Bereich im Département Charente-Maritime entspricht die Gironde der Mündung der Gironde und deren Ufern.
- Die Sumpfgebiete der Gironde sind ein weites Feuchtgebiet aus trockengelegten und bestellten Sumpfstreifen, beweideten Salzwiesen, Jagdparzellen und Schilfröhrichten.
- Die Hanglagen der Gironde bestehen aus bestellten Terrassen, Weinbergen und keinen Dörfern.

Im Umkreis von 10 km um das Kraftwerk liegen mehrere historische Sehenswürdigkeiten. Die nächstgelegenen historischen Sehenswürdigkeiten sind:

- Die Kirche Saint-Estèphe in der Gemeine Saint-Estèphe, ca. 6 km westlich des Kraftwerks.
- Das Schloss Lafite-Rothschild in der Gemeine Paulliac, ca. 7 km südwestlich des Kraftwerks;
- Das Schloss von Beyzac in der Gemeine Vertheuil, ca. 9 km westlich des Kraftwerks;
- Die Kirche der Gemeine Saint-Palais, ca. 10 km nordöstlich des Kraftwerks.

Im Studienumkreis von 10 km um das Kraftwerk ist kein geschützter oder archäologischer Standort vorhanden.

Wassernutzung

Das in den im Umkreis von 10 km um das Kraftwerk von Blayais gelegenen Gemeinden entnommene Wasser dient drei Nutzungszwecken:

- Trinkwasser: der vom Kraftwerk aus am nächsten gelegene unterirdische Entnahmepunkt liegt ca. 6 km westlich des Kraftwerks in der Gemeinde Saint-Estèphe;
- Bewässerungswasser: der vom Kraftwerk aus am nächsten gelegene unterirdische Entnahmepunkt liegt ca. 1 km östlich des Kraftwerks in der Gemeinde Braud-et-Saint-Louis;
- Brauchwasser: der vom Kraftwerk aus am nächsten gelegene Entnahmepunkt liegt ca. 5 km westlich des Kraftwerks in der Gemeinde Saint-Estèphe;

Infrastrukturen und Kommunikationswege

Die wichtigsten Verkehrswege in einem Umkreis von 10 km um das Kraftwerk von Blayais sind:///

- Mehrere Kreisstraßen: die Kreisstraße RD137, die ca. 9 km östlich des Kraftwerks verläuft, und die Kreisstraße RD206, die etwa 8 km südwestlich liegt.
- Eine Eisenbahnstrecke, die Bordeaux mit der Gemeinde Le Verdon-sur-Mer verbindet. Sie führt unter

anderem über den Güterbahnhof von Pauillac, der ca. 6 km südwestlich des Kraftwerks liegt, und den Personenverkehrsbahnhof von Pauillac ca. 7 km südwestlich des Kraftwerks.

- Im lokalen Umkreis von 10 km um das Kraftwerk von Blayais sind im Studiengebiet keine beschiffbaren reinen Flusswasserstaßen vorhanden. In der Gironde-Mündung ist der Schiffsverkehr gemischt und besteht sowohl aus Flussschiffen als auch aus seegängigen Schiffen. Daher sind in der Mündung mehrere Yachthäfen vorhanden, unter anderem der von Pauillac, der etwa 7 km südwestlich des Kraftwerks liegt.

Industrieumfeld

In einem Umkreis von 10 km um den Standort von Blayais herum wurden acht umweltschutzkritische Anlagen (ICPE – Installations classées pour la protection de l'environnement) ermittelt (4 genehmigungspflichtige und 4 registrierungspflichtige), sowie eine, die der oberen **SEVESO**-Stufe entspricht. Dies ist das Unternehmen CIE COMMERCIALE MANUTENTION PÉTROLIÈRE, das ca. 5 km südwestlich vom Kraftwerk von Blayais eine ungekühlte Zwischenlager- und Lageranlage in der Gemeinde Pauillac betreibt.

Seit 2015 fordert die Seveso 3-Richtlinie 2012/18/EU vom 4. Juli 2012 von den Mitgliedstaaten der Europäischen Union die Kennzeichnung sogenannter „**SEVESO**-Industriestandorte" mit Gefahrenpotenzial für schwere Unfälle sowie die Einrichtung umfassender Vorbeugungsmaßnahmen zu ihrem Schutz.

Freizeitanlagen und -aktivitäten

Um das Kraftwerk von Blayais herum sind die Jagd und die Fischerei zugelassen. Unterseefischen ist in der Gironde-Mündung untersagt. Außerdem legt die permanente Vorschriftenverordnung (ARP – Arrêté règlementaire permanent) im Abstrom des Kraftwerks Angelsperrgebiete fest, von denen das nächstgelegene 50 m oberhalb der Schleuse von Duchatel liegt, etwa 6 km nördlich des Kraftwerks.
Im Umkreis von 10 km um das Kraftwerk ist kein einziger Badebereich vorhanden.
Die Region Nouvelle-Aquitaine hat viele Freizeitaktivitäten zu bieten, unter anderem viele Wassersportarten, Gebirgstourismus, Angeln, Urgeschichte, Wandern und Weinkunde. Der nächstgelegene Freizeitstandort ist der Zoo „Terre des Oiseaux" etwa 2 km nördlich vom Kraftwerk.

Sonstige Nutzungen

Da das vom Wasser geprägte Umfeld des Kraftwerks von Blayais eine Flussmündung ist, sind hier sowohl die Seefischerei als auch die Flussfischerei zugelassen.
Im Umkreis von 10 km um das Kraftwerk ist jedoch keine Aquakultur ansässig.

Energieverbrauch

Der jährliche Energieverbrauch des Standorts für 2021 betrug ca. 98 GWh, d. h. ungefähr 0,4 % des jährlich vom Kraftwerk von Blayais erzeugten Stroms. Die jährliche Stromerzeugung des Kraftwerks von Blayais hat 2021 seinen eigenen Energieverbrauch sowie etwa 64 % des Strombedarfs der Region Nouvelle-Aquitaine gedeckt.

5.6. Wechselbeziehungen des Kraftwerks von Blayais mit der Umwelt

Dieser Unterabschnitt 5.6 beschreibt die Wechselbeziehungen des Betriebs des Kraftwerks von Blayais mit der Umwelt zum aktuellen Zeitpunkt und für die kommenden 10 Jahre. Diese Wechselbeziehungen werden in der nachfolgenden Abbildung grafisch dargestellt.

Der Ausgangspunkt dieser Wechselbeziehungen und ihre Eigenschaften werden in den Unterabschnitten 5.6.1 bis 5.6.9 beschrieben.

Der Unterabschnitt 5.6.10 erläutert die Entwicklung dieser Wechselbeziehungen in den kommenden 10 Jahren.



5.6.1. Wasserentnahme und -verbrauch

Wasser ist unerlässlich für den Betrieb eines Kraftwerks. Die Wasserentnahme erfolgt, um die Kühlung der Verflüssiger sicherzustellen und die verschiedenen, für den Betrieb des Kraftwerks erforderlichen Leitungssysteme mit Wasser zu versorgen.
Der jeweilige Wasserbedarf des Kraftwerks von Blayais wird aus vier Versorgungsquellen gedeckt:

- Die Entnahmen aus der Gironde-Mündung dienen der Kühlung der Verflüssiger, der Zwischenkühlung der Hilfsnuklearanlagen, dem Absammeln der Wasserorganismen und dem Waschen der Filtertrommeln, der Erzeugung von gekühltem Wasser und Warmwasser für die Versorgung der Bürogebäude und Nebengebäude;
- Die Entnahmen aus der Isle, einem Nebenfluss der Dordogne, dienen der Versorgung der Entsalzungsstation und der Brauchwassererzeugung;
- Die Entnahmen aus dem Tiefengrundwasser dienen der Versorgung der Entsalzungsstation (falls die Wasserversorgung aus der Isle zeitweilig ausfallen sollte) und dem Bedarf der letzten Wasserversorgung;
- Das als Brauchwasser verwendete Trinkwasser stammt aus dem öffentlichen Trinkwassernetz der SAUR.

Mit Ausnahme des Trinkwassers sind alle vom Kraftwerk vorgenommenen Wasserentnahmen genehmigungspflichtig. Das aus der Gironde-Mündung entnommene Wasser wird vollumfänglich in die Umwelt zurückgeleitet.

Die Grenzwerte für die Wasserentnahme werden durch Vorschriften der ASNR festgelegt. Diese Grenzwerte sind Höchstwerte, die nicht überschritten werden dürfen und auch im Falle einiger Betriebsstörungen den normalen Betrieb des Kraftwerks gewährleisten sollen, ohne dabei den Umweltschutz zu beeinträchtigen.

Die tatsächlich vorgenommenen Entnahmen liegen unter den vorgeschriebenen Grenzwerten[12] (Verordnung vom 18. September 2003[13]).

Die folgende Tabelle zeigt die Grenzwerte der Wasserentnahme sowie die Entnahmebilanz über zehn Jahre.
Für die kommenden zehn Jahre ist keine Änderung der Wasserentnahmen geplant.

Entnahmequelle	Nutzung	Jahresvolumen	
		Vorgeschriebener Grenzwert (Jahresentnahmemenge)	Durchschnittliche Jahresentnahmemenge 2012 – 2021[14]
Mündung der Gironde	Kühlwasser, Rohwasser für den Industriebedarf	5.525.000.000 m³*	4.811.910.000 m³
Isle	Brauchwasser und vollentsalztes Wasser	1.200.000 m³	716.000 m³
Grundwasserschicht der oberen Kreidezeit	Letzte Wasserversorgung	100.000 m³	9.113 m³

** Der in dieser Tabelle aufgeführte vorgeschriebene Grenzwert für die Wasserentnahme aus der Mündung der Gironde stammt aus dem Beschluss Nr. 2023-DC-0755[15] (die Verordnung vom 18. September 2003 nennt keinen Grenzwert für die Wasserentnahme aus der Mündung).*

Vorgeschriebene Grenzwerte und Wasserentnahmebilanz am Standort von Blayais

5.6.2. Freisetzung flüssiger und gasförmiger radioaktiver Schadstoffe

Im Kernreaktor bilden sich radioaktive Stoffe (Radionuklide), von denen ein winziger Bruchteil in die Ausflüsse gerät. Diese Ausflüsse werden vor ihrer Freisetzung in flüssigem oder gasförmigem Zustand aufbereitet und/oder zwischengelagert.

Die Freisetzung flüssiger radioaktiver Schadstoffe des Kraftwerks von Blayais erfolgen über die Hauptsammler in die Gironde.

Freisetzungen atmosphärischer radioaktiver Ausflüsse erfolgen über die beiden Schornsteine des Hilfsnuklearanlagengebäudes (BAN) des Kraftwerks.



© EDF
Schornsteine zur Freisetzung atmosphärischer radioaktiver Ausflüsse des Kraftwerks

[12] Die vorgelegten Entnahmegrenzwerte entstammen der Verordnung vom 18. September 2003, die für die Freisetzungen während des Bezugszeitraums 2012 – 2021 gilt.
[13] Verordnung vom 18. September 2003, die Électricité de France die Genehmigung zur Fortsetzung der Wasserentnahmen und Freisetzungen flüssiger und gasförmiger Ausflüsse für den Betrieb des Kernkraftwerks von Blayais erteilt.
[14] Die durchschnittlichen Jahresentnahmemengen während des Zeitraums 2012 – 2021 liegen auch unterhalb des vorgeschriebenen Grenzwerts des Beschlusses Nr. 2023-DC-0755 der ASN vom 23. Mai 2023, der derzeitig in Kraft ist.
[15] Beschluss Nr. 2023-DC-0755 der ASN vom 23. Mai 2023 zur Festlegung der Vorgaben bezüglich der Modalitäten zu Wasserentnahme und -verbrauch, zum Wasserverbrauch und zur Freisetzung flüssiger und gasförmiger Ausflüsse des Kernkraftwerks von Blayais (INB Nr. 86 und Nr. 110).

Das Kraftwerk setzt Radionuklide fünf verschiedener Kategorien frei:

- Radiokohlenstoff C^{14} entsteht hauptsächlich durch die **Neutronenaktivierung** von Sauerstoff-17 und Stickstoff-14 aus dem Primärkreiswasser und von Sauerstoff-17 aus den Brennelementen. Nur ein geringer Anteil des Radiokohlenstoffs C^{14} gelangt in die freigesetzten flüssigen Ausflüssen; der Hauptanteil wird von den Aufbereitungssystemen ausgefiltert. Der als Gas ausgestoßene Radiokohlenstoff C^{14} stammt hauptsächlich aus dem Entgasen des Primärkreiswassers.

Die **Neutronenaktivierung** ist der Vorgang, der eines oder mehrere der Elemente eines Stoffs durch Bestrahlung mit einem Neutronenfluss radioaktiv macht.

- Tritium entsteht durch Spaltung in den Brennstäben und durch Neutronenaktivierung des Bor-10 und Lithium-6, die aufgrund der Aufbereitung des Wassers mit Borsäure und Lithin im Primärkreiswasser vorhanden sind. Das Tritium verbleibt fast vollständig in den Brennstäben. Dennoch kann bei Undichtigkeiten der Brennstabhülle eine geringe Menge in das Primärkreiswasser gelangen. Die Verwendung von mit Lithium-7 angereichertem Lithium verringert die Tritumbildung durch Neutronenaktivierung des Lithium-6. Derzeitig sind keine technisch und wirtschaftlich vertretbaren industriellen Mittel zur Beseitigung des in den Ausflüssen vorhandenen Tritiums verfügbar.

Die Grenzwerte für die Freisetzung radioaktiver Ausflüsse im Kraftwerk von Blayais werden von der ASNR (Verordnung vom 18. September 2003[16]) vorgeschrieben.

- Jode entstehen durch Uranspaltung und verbleiben weitestgehend in den Brennstäben. Dennoch kann bei Undichtigkeiten der Brennstabhüllen eine geringe Menge in das Primärkreiswasser gelangen. Die in den flüssigen radioaktiven Ausflüssen vorhandenen Jode werden von den Aufbereitungssystemen wirksam ausgefiltert. Aufgrund ihrer kurzen Halbwertszeit verschwinden sie bald.
- Edelgase entstehen durch Uranspaltung und verbleiben weitestgehend in den Brennstäben. Dennoch kann aus den vorgenannten Gründen eine geringe Menge in das Primärkreiswasser und von dort in die gasförmigen radioaktiven Ausflüsse gelangen. Diese Ausflüsse werden nach radioaktivem Abbau in Lagerbehältern in die Atmosphäre freigesetzt.
- Die sonstigen Spaltungs- oder Aktivierungsprodukte („autres PF/PA“ – autres produits de fission ou d’activation), die Beta- oder Gammastrahlen abgeben, entstehen durch Spaltung (z. B. Cesium-134 und -137, die in den Brennstäben verbleiben, aber aus den oben genannten Gründen auch entweichen können), oder durch Aktivierung (z. B. Kobalt-58 und -60, Mangan-54 und Antimon-124). Diese „sonstigen Spaltungs- oder Aktivierungsprodukte“, die als Aerosole in den atmosphärischen Ausflüssen vorhanden sind, werden durch radioaktiven Abbau in Lagerbehältern aufbereitet bzw. in Jodabscheidern (Aktivkohle) und Hochleistungsfiltern (THE – Très haute efficacité) ausgefiltert. In den flüssigen Ausflüssen werden die „sonstigen Spaltungs- oder Aktivierungsprodukte“ weitgehend von den Aufbereitungssystemen (Filter oder Harze) des kontinuierlichen Primärkreiswasserdekontaminationssystems und des Ausflussaufbereitungssystems abgefangen.

[16] Die Verordnung vom 18. September 2003 war während des Bezugszeitraums 2012 – 2021 in Kraft. Die Freisetzungen radioaktiver Ausflüsse des Kraftwerks von Blayais unterliegen für die kommenden Jahren dem Beschluss Nr. 2023-DC-0756 der ASN vom 23. Mai 2023, der die Grenzwerte der Freisetzungen der flüssigen und gasförmigen Ausflüsse des Kraftwerks von Blayais in die Umwelt festlegt (INB Nr. 86 und Nr. 110).

FREISETZUNGSGRENZWERTE UND TATSÄCHLICHE FREISETZUNGEN

Die Freisetzungsgrenzwerte werden so festgelegt, dass die Auswirkungen der Freisetzungen auf die Umwelt auf der Grundlage der besten, derzeitig verfügbaren Techniken unter annehmbaren technischen und wirtschaftlichen Bedingungen akzeptabel sind, wobei die Eigenschaften der Anlage, ihre geografische Lage und die lokalen Umweltbedingungen zu berücksichtigen sind. Sie sind Höchstwerte, die nicht überschritten werden dürfen. Außerdem erstellt der Betreiber jedes Jahr eine hinsichtlich der programmierten Maßnahmen optimierte Freisetzungsprognose und prüft, inwiefern die tatsächlichen Freisetzungen mit diesen Leistungszielen vereinbar sind. Er ermittelt daraus die Erfahrungswerte für die kontinuierliche Verbesserung.

Die auf der Grundlage der vorgeschriebenen Grenzwerte[17] vorgenommene Bewertung der Auswirkungen der freigesetzten Schadstoffe gilt als Referenzwert für die tatsächlichen Schadstofffreisetzungen des Standorts.

Die für den Betrieb des Kraftwerks von Blayais prognostizierten Schadstofffreisetzungen für die kommenden zehn Jahre liegen in der gleichen Größenordnung wie die der vergangenen zehn Jahre und auf jeden Fall unter den Freisetzungsgrenzwerten.

Die folgenden Tabellen beschreiben die Ableitungsbilanz radioaktiver Stoffe, die vom Kraftwerk von Blayais während eines Zeitraums von 10 Jahren freigesetzt werden (durchschnittliche Schadstofffreisetzungen von 2012 bis 2021).

- Ableitungsbilanz flüssiger radioaktiver Stoffe von 2012 bis 2021[18]

	Jährliche Grenzwerte (GBq/Jahr)	Durchschnittliche, jährlich freigesetzte Radioaktivität GBq/Jahr
Tritium	80.000	42.822
Radiokohlenstoff C^{14}	600	47,6
Jod	0,6	0,013
Sonstige Spaltungs- und Aktivierungsprodukte, die Beta- oder Gammastrahlung abgeben	60	0,579

[17] Die Ausflussfreisetzungen des Kraftwerks von Blayais werden für die kommenden Jahre durch den Beschluss Nr. 2023-DC-0756 vom 23. Mai 2023 zur Änderung der Verordnung vom 18. September 2003 geregelt. Diese Grenzwerte gelten jedoch nicht für Freisetzungen während des Bezugszeitraums 2012 – 2021, die der Verordnung vom 18. September 2003 unterlagen.

[18] Die in diesen Tabellen aufgeführten Grenzwerte entstammen der Verordnung vom 18. September 2003. Die jährlichen durchschnittlichen Radioaktivitätslevel der flüssigen und gasförmigen radioaktiven Ausflüsse im Zeitraum 2012 – 2021 liegen ebenfalls unter den Grenzwerten des Beschlusses Nr. 2023-DC-0756 der ASN vom 23. Mai 2023, der nun in Kraft ist.

- Ableitungsbilanz gasförmiger radioaktiver Stoffe von 2012 bis 2021

	Jährliche Grenzwerte (GBq/Jahr)	Durchschnittliche, jährlich freigesetzte Radioaktivität GBq/Jahr
Tritium	8.000	1.034
Radiokohlenstoff C^{14}	2.200	700
Edelgase	72.000	962
Jod	1,6	0,037
Sonstige Spaltungs- und Aktivierungsprodukte, die Beta- oder Gammastrahlung abgeben	1,6	0,006

5.6.3. Freisetzung flüssiger und gasförmiger chemischer Schadstoffe

Der Betrieb eines Atomkraftwerks erfordert die Verwendung von Chemikalien und verursacht die Freisetzung von flüssigen chemischen Schadstoffen (aus Substanzen zur Aufbereitung der Leitungssysteme, der Entsalzungsanlage, der Abwasseraufbereitungsanlage und der **Kesselstein- und Biozidbehandlung**) sowie, in geringerem Maße, Freisetzungen in die Atmosphäre (aus dem Betrieb der Leitungssysteme und Anlagen).

Bei sogenannten „offenen Kühlsystemen“ wie denen des Kraftwerks von Blayais beruht die Einschränkung von Verschmutzungen und der Vermehrung mikrobiologischer Organismen auf der vorbeugenden Wartung der Systeme anhand technischer Maßnahmen wie dem Waschen der Filtertrommeln ohne **Einsatz von Bioziden** oder **Kesselsteinentferner** im Hauptkreis.

- ***Flüssige Chemikalienausflüsse***

Flüssige Chemikalienausflüsse aus den Primär- und Sekundärkreisen werden selektiv und nach Ursprung und Zusammensetzung gesammelt, gefiltert und ggf. aufbereitet, und schließlich kontrolliert, bevor sie in die Umwelt freigesetzt werden.
In flüssigem Zustand werden hauptsächlich die folgenden Chemikalien freigesetzt:

- Borsäure und Lithin, die für die Aufbereitung des Primärkreises verwendet werden, um sowohl die Kernreaktion zu steuern als auch die Korrosion der Werkstoffe zu begrenzen;
- Hydrazin, das den Primär- und Sekundärwasserkreisen zugegeben wird, um den im Systemwasser gelösten Sauerstoff zu begrenzen und so die Korrosion der Metallteile zu minimieren;
- Ethanolamin und Ammoniak, die bei der Aufbereitung des Sekundärkreiswassers[19] entstehen;
- Metalle als Korrosionsprodukte aus den Primär- und Sekundärkreisen (Aluminium, Chrom, Kupfer, Eisen,

[19] Im Rahmen der Bemühungen um eine kontinuierliche Verbesserung wird unter den drei für die Einstellung eines optimalen pH-Werts im Sekundärkreis verwendeten Stoffen (Ammoniak, Morpholin und Ethanolamin) aktuell die Aufbereitung mit Ethanolamin bevorzugt, da sie den besten Kompromiss zwischen Schutz der Anlagen und Schadstoffausstoß bietet. Morpholin wurde bis 2017 verwendet. Danach wurde es bei allen vier Reaktoren durch Ethanolamin ersetzt. Morpholin wurde bis 2019 freigesetzt.

Mangan, Nickel, Blei und Zink);

- Phosphate aus der Aufbereitung der Zwischenkühlkreise und den Ausflüssen der Abwasseraufbereitungsanlage;
- Reinigungsmittel, die für bestimmte Vorgänge aus dem normalen Betrieb verwendet werden, z. B. dem Waschen der in den Nuklearbereichen getragenen Kleidung und der Reinigung der Böden;
- Eisen, Natrium, Chlorate, Sulfate, Kalzium und weitere Salze und Schwebstoffe aus der Erzeugung von vollentsalztem Wasser;
- Schwebstoffe (MES – Matières en suspension) aus den Zwischenlager- und Prüfbehältern der Ausflüsse vor ihrer Freisetzung, der Erzeugung von vollentsalztem Wasser und den Ausflüssen der Kläranlage;
- Ammonium, Nitrate und der chemische Sauerstoffbedarf (DCO – Demande chimique en oxygène) aus den Ausflüssen der Kläranlage.

Wie bei den radioaktiven Schadstoffen gelten auch für die Freisetzung von chemischen Schadstoffen Höchstwerte, um ihre Auswirkungen auf die Umwelt auf der Grundlage der besten, derzeitig verfügbaren Techniken für den Betrieb des Kraftwerks in zumutbaren Grenzen zu halten. Die auf der Grundlage dieser Höchstwerte vorgenommene Bewertung der Auswirkungen der freigesetzten Schadstoffe gilt als Referenzwert für die tatsächlichen Schadstofffreisetzungen des Standorts.

Die zukünftigen Schadstofffreisetzungen sollte in der gleichen Größenordnung liegen, wie in der Vergangenheit, aber auf jeden Fall unter den Freisetzungsgrenzwerten. Die Ergebnisse der Bewertung der Auswirkungen der Freisetzungen, die in diesem Dokument beschrieben werden, gelten somit für die kommenden zehn Jahre.

Die folgende Tabelle zeigt die Höchstwerte für die Freisetzung[20] in die Gironde-Mündung (aus der Verordnung vom 18. September 2003, oder die auf der Grundlage zusätzlicher Beschreibungen aus REX- oder Entwicklungsdaten ermittelt wurden) sowie eine Schadstoffbilanz der vergangenen kritischen Chemikalien über einen Zeitraum von 10 Jahren.

Stoff	Jahresfluss (kg)	
	Freisetzungshöchstwerte	Freigesetzte Menge (Durchschnitt 2012-2021)
Borsäure Aus den Behältern T, S und Ex	42.000 kg	12.690 kg
Hydrazin Aus den Behältern T, S und Ex	121 kg	1,676 kg
Ethanolamin* Aus den Behältern T, S und Ex	1.300 kg	21,6 kg
Morpholin** Aus den Behältern T, S und Ex	2.300 kg	362 kg
Gesamtstickstoff (Ammonium, Nitrite, Nitrate) Aus den Behältern T, S und Ex	10.000 kg***	1.840 kg
Phosphate Aus den Behältern T, S und Ex	1.400 kg	231 kg

** seit 2017 verwendetes Ethanolamin (Durchschnitt über 5 Jahre).*
*** bis 2017 verwendetes und bis 2019 freigesetztes Morpholin (Durchschnitt über 8 Jahre)*
**** Wert, der der maximalen Jahresmenge Ammonium aus der Verordnung vom 18. September 2003 entspricht.*

[20] Die hier aufgeführten Grenzwerte entstammen der Verordnung vom 18. September 2003. Wobei die während des Zeitraums 2012 – 2021 freigesetzten Jahresmengen unter den neuen Grenzwerten liegen, die in dem Beschluss Nr. 2023-DC-0756 festgelegt wurden.

In die Atmosphäre freigesetzte Chemikalienausflüsse

In die Atmosphäre werden hauptsächlich die folgenden Chemikalien freigesetzt:

- Abgase (Schwefeloxide SOx und Stickoxide NOx) aus den periodischen Probeläufen der Notstromaggregate;
- Formol- und Kohlenmonoxiddämpfe, die von den neuen Isolierungen aus Glaswolle während der ersten Temperaturanstiege freigesetzt werden;
- Vom Turbinenbypass freigesetzte Ammoniakausflüsse aus dem Hilfsspeisewasser der Dampferzeuger und der Wärmezersetzung des Hydrazins aus der Dampferzeuger-Konservierungslösung während der Wiederanlaufphase des Reaktors;
- Vom Turbinenbypass freigesetzte Ethanolaminausflüsse aus dem Hilfsspeisewasser der Dampferzeuger oder dem Wasserableitungssystem des Verflüssigers;
- Abgase der Baumaschinen und Lkw zum Abtransport der Abfälle und Waren- oder Materialtransporten (An- und Auslieferungen). Aufgrund der Verkehrsbegrenzungen am Standort und der Überwachung ihrer Wartung sind die jährlichen Abgasmengen gering;
- Diffuse Emissionen von Kältemitteln und SF6, die jeweils in den Kühlaggregaten (zur Sicherstellung der Eiswassererzeugung und zur Kühlung der Technik- und Verwaltungsgebäude) und den Umspannwerken zur Ableitung der Kraftwerksenergie verwendet werden. Diese Emissionen werden bei den Wartungsmaßnahmen an diesen Anlagen quantifiziert;
- Atmosphärische Staubfreisetzungen aus den Werkstätten, die ebenfalls vernachlässigbar sind.

5.6.4. Wärmeemissionen

In einem Kernkraftwerk wird etwa ein Drittel der vom Reaktor erzeugten Wärmeenergie nach dem thermodynamischen Prinzip von Carnot in elektrische Energie umgewandelt. Der Rest, d. h. etwa zwei Drittel, wird als Wärme über den Verflüssiger an eine kalte Quelle abgeleitet und führt zu Wärmefreisetzungen in die Umwelt.

Die Kühlung der Verflüssiger des Kraftwerks von Blayais (Reaktoren Nr. 1 bis 4) erfolgt im „offenen Kühlkreis“: Das Wasser wird von Umlaufpumpen direkt in der Gironde-Mündung entnommen und erwärmt sich beim Durchlauf durch den Verflüssiger bevor es in die Mündung zurückgeleitet wird.

Die vom Kraftwerk zwischen der Wasserentnahme und der Freisetzung verursachte Erwärmung beträgt im Durchschnitt 8,8 °C für den Zeitraum von 2011 bis 2020 bei einem gemessenen Höchstwert von 11,3 °C, der sehr kurzfristig war und keine Auswirkungen auf die Umwelt verursacht hat.

Die Wärmeemissionen unterliegen den Vorschriften, die die Erwärmung des Wassers zwischen der Entnahme und der Rückleitung regeln (Erlass vom 18. September 2003).

Grenzwerte der Wärmeemissionen des Kraftwerks von Blayais [22]

Erwärmungsgrenzwert	≤ 11 °C	
Grenzwert des Wassers in der Gironde-Mündung in einer Entfernung von mehr als 50 m von den Freisetzungsbauwerken während einer Dauer von 3 Stunden.	≤ 30 °C	
Grenzwert für das in die Gironde-Mündung eingeleitete Kühlwasser	30 °C vom 16.10. bis 14.05.	36,5 °C vom 15.05. bis 15.10.

[21] Die in dieser Tabelle aufgeführten Wärmefreisetzungsgrenzwerte entstammen der Verordnung vom 18. September 2003. Diese Werte liegen unter den neuen Grenzwerten, die in dem nun gültigen Beschluss Nr. 2023-DC-0756 festgelegt wurden. Wobei dieser neue Beschluss den sommerlichen Zeitraum, während dem eine Höchsttemperatur von 36,5 °C zulässig ist, auf eine ununterbrochene, maximale Dauer von fünf Monaten zwischen dem 16. April und dem 15. November festlegt.

5.6.5. Sedimente-Management im Zusammenhang mit den Wartungsmaßnahmen durch Baggerarbeiten

Um die Rohwasserversorgung und somit die Sicherheit seiner Anlagen zu gewährleisten, muss das Kraftwerk von Blayais Ausbaggerarbeiten um seine Wasserentnahmepunkte vornehmen lassen, bei denen die abgelagerten Sedimente mit einem Saugbagger abgetragen werden.

Die abgetragenen Sedimente werden in einem speziell dazu bestimmten Bereich außerhalb des für die Mündungsfauna kritischen Zeitraums verklappt.

5.6.6. Abfallerzeugung

Der Betrieb des Kraftwerks von Blayais erzeugt radioaktive und konventionelle Abfälle.

Die **radioaktiven Abfälle** entstammen insbesondere der Aufbereitung radioaktiver Ausflüsse (Filter, Aktivkohle, Verdampfungskonzentrate, Ionenaustauscherharze, Schlamm...), normalen Wartungsmaßnahmen (radioaktive Ausschussteile aus der Mechanik, Stoffabfälle...), Wartungsmaßnahmen an den Brennelementen (Bündel, Stabhüllen, Brennelementgestelle...).

Die **konventionellen Abfälle** sind Abfälle, die in den Bereichen ohne radioaktive Stoffe erzeugt werden. Sie bestehen aus inerten Abfällen (Schutt, Erde...), ungefährlichen Abfällen (Holz, Verpackungen, Papier, Karton, Glas, Kunststoff, Metalle...) und gefährlichen Abfällen (explosionsgefährdet, brandfördernd, entzündlich, reizend, krankheitserregend, mutagen, ökotoxisch...).

Kategorien radioaktiver Abfälle und zugehörige Sektoren für das Abfallmanagement

Halbzeitwert* / Radioaktivität**	Sehr kurzer Halbzeitwert (VTC) (Zeitraum < 100 Tage)	Hauptsächlich kurzer Halbzeitwert (VC) (Zeitraum ≤ 31 Jahre)	Hauptsächlich langer Halbzeitwert (VL) (Zeitraum > 31 Jahre)
Sehr schwach radioaktiv (TFA) < 100 Bq/g	Management durch Zerfall der Radioaktivität	TFA: Oberflächenlagerung (CIRES – Industriestandort zum Sammeln, Zwischenlagern und Lagern)	
Schwach radioaktiv (FA) von einigen Hundert Bq/g bis eine Million Bq/g		FMA-VC: Oberflächenlagerung (Lagerstandort Centre de l'Aube and Centre de la Manche)	FA-VL: Lagerung in geringer Tiefe, Studienphase
Mäßig radioaktiv (MA) von einer Million Bq/g bis eine Milliarde Bq/g			MA-VL: Geologische Tiefenlagerung, Projektphase (Cigéo)
Stark radioaktiv (HA) mehrere Milliarden Bq/g	Nicht zutreffend	HA: Geologische Tiefenlagerung, Projektphase (Cigéo)	

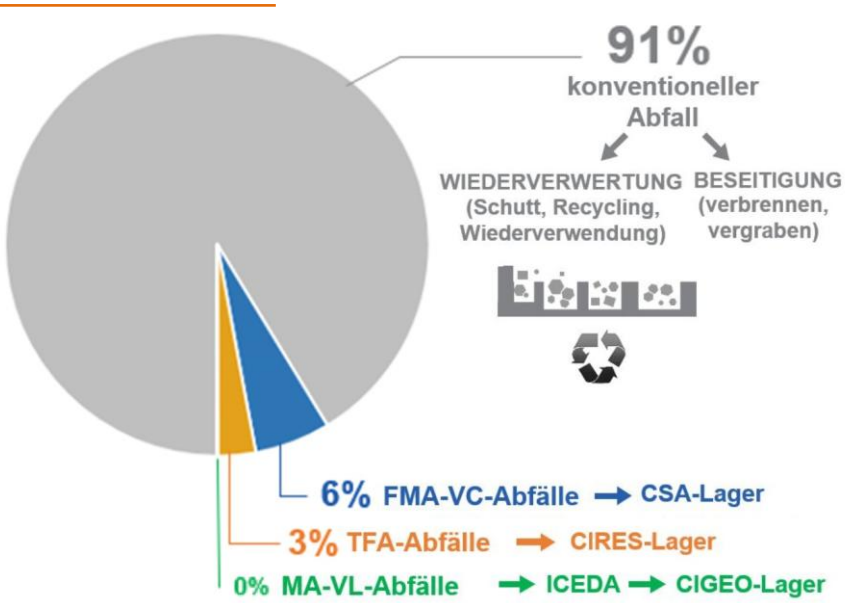
* Zeitraum, in dem die radioaktiven Stoffe (Radionukleide) im Abfall radioaktiv sind.
** Radioaktivitätslevel der radioaktiven Abfälle.

Manchmal kann Abfall in eine gegebene Kategorie eingestuft, jedoch aufgrund anderer Eigenschaften (z. B. seiner chemischen Zusammensetzung oder seiner physikalischen Eigenschaften) in einem anderen Sektor verwaltet werden

In Frankreich erfolgt die Einstufung radioaktiver Abfälle nach zwei Kriterien:

- Dem Radioaktivitätsniveau: Hohe Radioaktivität (HA – haute activité), mittlere Radioaktivität (MA – moyenne activité), schwache Radioaktivität (FA – faible activité) und sehr schwache Radioaktivität (TFA – très faible activité),
- Der Halbwertszeit, nach der die Radioaktivität um die Hälfte gesunken ist: sehr kurze Halbwertszeit (vtc – vie très courte), kurze Halbwertszeit (vc – vie courte) und lange Halbwertszeit (vl – vie longue).

Die Maßnahmen im Zusammenhang mit dem Betrieb des Kraftwerks von Blayais erzeugen konventionelle Abfälle (91 % der erzeugten Abfälle) und radioaktive Abfälle (9 % der erzeugten Abfälle).



Relative Anteile der Abfälle und der entsprechenden Freisetzungen aus dem Betrieb des Kraftwerks von Blayais

Die folgende Tabelle zeigt die Bilanz der innerhalb eines Zeitraums von 10 Jahren im Kraftwerk von Blayais erzeugten radioaktiven Abfälle sowie eine Prognose für die kommenden Jahre.

Insgesamt liegt die Menge der in den kommenden 10 Jahren vom Kernkraftwerk von Blayais erzeugten radioaktiven Abfälle in der gleichen Größenordnung wir die Abfallmenge, die während des Referenzzeitraums erzeugt wurde. Dennoch werden die erzeugten Abfallflüsse voraussichtlich in den kommenden Jahren zunehmen, insbesondere im Rahmen des geplanten „Grand Carénage"-Wartungsprogramms[22]. Hinsichtlich der Art der erzeugten Abfälle oder ihres Abfallmanagements sind keine maßgeblichen Änderungen geplant.

Radioaktive Abfälle	Durchschnittliches Jahresvolumen Packstücke (m³) (2011 – 2020)	Voraussichtliches durchschnittliches Jahresvolumen Packstücke (m³) (Durchschnitt von 2025 bis 2028)
Feste TFA-Abfälle zur Lagerung im CIRES	266	247
Feste MA-VC-Abfälle zur Lagerung im CSA	256	313
Feste FA-VC-Abfälle zur direkten Lagerung im CSA	220	151
Feste FA-VC-Abfälle zur Aufbereitung (Einschmelzen)	41	19
Feste FA-VC-Abfälle zur Aufbereitung (Verbrennen)	413	354
Flüssige FA-VC-Abfälle zur Aufbereitung (Verbrennen)	6	4

5.6.7.Lärm- und Vibrationsbelastung

Im Kraftwerk von Blayais werden alle zehn Jahre Geräuschpegel-Messkampagnen vorgenommen, um sicherzustellen, dass der Kraftwerksbetrieb keinen Lärm verursacht, der sein unmittelbares Umfeld beeinträchtigt. Die letzte, 2021 durchgeführte Messkampagne weist Lärmpegel aus, die von den in den Vorschriften festgelegten Zielen abweichen. Am Standort wurden in zwei Niederfrequenztonlagen Werte gemessen, die über den Grenzwerten liegen. Diese Wertüberschreitungen verursachen jedoch keine für die Gesundheit oder Sicherheit seines Umfelds maßgeblichen akustischen Belastungen. Alle Messproben wurden während des stabilen normalen Dauerbetriebs aller vier Reaktoren aufgezeichnet. Daher, und unter Berücksichtigung der besonderen Eigenschaften der Anlage und ihres Umfelds sowie technisch-wirtschaftlicher Betrachtungen hat die ASN gemäß Artikel 4.3.5 der INB-Verordnung im Juni 2023 eine gegenteilige Bestimmung im Rahmen der Erneuerung der Entnahme- und Freisetzungsgenehmigungen des Kraftwerks von Blayais erlassen.

Das Kraftwerk von Blayais kann aufgrund seiner Industrietätigkeiten (laufende Maschinen, Baumaschinen, Transporte...) Vibrationen verursachen. Die Vibrationen können innerhalb der Anlagen wahrgenommen werden, jedoch aufgrund der Bauwerkskonzepte und Bodenbeschaffenheit nicht außerhalb der Anlagen.

5.6.8. Flächennutzung

Das Kraftwerk von Blayais erstreckt sich über eine Fläche von 230 Hektar und umfasst verschiedene Industriebetriebe. Der größte Teil dieser Fläche ist vom Menschen gestaltet.

[22] Im Rahmen der „Grand Carénage"-Maßnahme des Kraftwerksparks von EDF werden Investitionen/Modernisierungen vorgenommen, um die Fortsetzung des Betriebs der aktuellen Anlagen zu ermöglichen und die nach Fukushima beschlossenen Maßnahmen zu implementieren, ohne dabei die Leistungen des Parks bezüglich der nuklearen Sicherheit und der Wettbewerbsfähigkeit zu beeinträchtigen.

5.6.9. Sonstige Wechselbeziehungen

Die sonstigen Wechselbeziehungen des Kraftwerks von Blayais mit seiner Umwelt sind: Geruchsbelästigung, Lichtemissionen, Straßen- und Schienenverkehr sowie der Energieverbrauch. Für die kommenden zehn Jahre sind keine Änderungen dieser Wechselbeziehungen geplant.

5.6.10. Prognose über 10 Jahre hinsichtlich der Wechselbeziehungen des Kraftwerks von Blayais mit der Umwelt

Die vergangenen und aktuellen Wechselbeziehungen des Betriebs des Kraftwerks von Blayais mit der Umwelt wurden in den vorstehenden Abschnitten 5.6.1 bis 5.6.9 beschrieben.

Wie in der folgenden Tabelle angegeben bleiben die Wechselbeziehungen des Betriebs des Kraftwerks von Blayais mit der Umwelt in den kommenden zehn Jahren auf dem gleichen Niveau wie während des vorherigen Jahrzehnts.

Wechselbeziehungen mit der Umwelt	Vergangener Betrieb	Prognose für die kommenden 10 Jahre
Wasserentnahme und -verbrauch	Der vielfältige Wasserbedarf des Kraftwerks von Blayais wird durch Entnahmen aus der Gironde-Mündung, aus dem Grundwasser oder über einen Wasserversorgungsvertrag aus der Isle bzw. über das öffentliche Trinkwassernetz gedeckt. Die reglementierten Wasserentnahmen (Oberflächengewässer und Grundwasser) liegen immer schon unter den vorgeschriebenen Grenzwerten (Verordnung vom 18. September 2003[23]).	Hinsichtlich der Wasserversorgungsmodalitäten sind keine Änderungen geplant. Die für den Betrieb des Kraftwerks von Blayais geplanten Entnahmevolumen für die kommenden 10 Jahre bleiben in der gleichen Größenordnung wie die der vergangenen zehn Jahre und liegen auf jeden Fall unter den vorgeschriebenen Grenzwerten.
Freisetzung flüssiger radioaktiver Schadstoffe	Die Rückleitung der flüssigen radioaktiven Ausflüsse in die Gironde-Mündung erfolgt über die Hauptrückleitungsbauwerke. Die Freisetzungen unterliegen der Verordnung vom 18. September 2003[23].	Hinsichtlich der Anordnung der Rückleitungspunkte in die Gironde-Mündung sind keine Änderungen geplant. Die für den Betrieb des Kraftwerks von Blayais geplanten Rückleitungen für die kommenden 10 Jahre bleiben in der gleichen Größenordnung wie die der vergangenen zehn Jahre und liegen auf jeden Fall unter den vorgeschriebenen Grenzwerten.

[23] Verordnung vom 18. September 2003, die Électricité de France die Genehmigung zur Fortsetzung der Wasserentnahmen und Freisetzungen flüssiger und gasförmiger Ausflüsse für den Betrieb des Kernkraftwerks von Blayais erteilt. Diese Verordnung war während des Bezugszeitraums 2012 – 2021 in Kraft. Die Entnahmen, der Wasserverbrauch und die Freisetzungen des Kraftwerks von Blayais unterliegen aktuell und für die kommenden Jahre dem Beschluss Nr. 2023-DC-0755. Wie bereits erwähnt liegen die Wasserentnahme-, -verbrauchs- und -freisetzungswerte im Zeitraum 2012 – 2021 ebenfalls unter den aktuellen, von dem Beschluss aus dem Jahr 2023 festgelegten Grenzwerten.

Wechselbeziehungen mit der Umwelt	Vergangener Betrieb	Prognose für die kommenden 10 Jahre
Freisetzung radioaktiver Schadstoffe in die Atmosphäre	Die atmosphärischen radioaktiven Schadstoffe werden über die Schornsteine der Hilfsnuklearanlagengebäude freigesetzt. Die Freisetzungen unterliegen der Verordnung vom 18. September 2003[23].	Hinsichtlich der Freisetzungspunkte in die Atmosphäre sind keine Änderungen geplant. Die für den Betrieb des Kraftwerks von Blayais geplanten Rückleitungen für die kommenden 10 Jahre bleiben in der gleichen Größenordnung wie die der vergangenen zehn Jahre und liegen auf jeden Fall unter den vorgeschriebenen Grenzwerten.
Freisetzung chemischer Schadstoffe	Die Freisetzungen flüssiger chemischer Schadstoffe unterliegen der Verordnung vom 18. September 2003[23].	Die für den Betrieb des Kraftwerks von Blayais geplanten Freisetzungen flüssiger chemischer Schadstoffe für die kommenden 10 Jahre bleiben in der gleichen Größenordnung wie die der vergangenen zehn Jahre und liegen auf jeden Fall unter den vorgeschriebenen Grenzwerten.
Wärmeemissionen	Die Wärmeemissionen unterliegen der Verordnung vom 18. September 2003[23], die die Erwärmung des Wassers zwischen der Entnahme und der Rückleitung sowie die absolute Freisetzungstemperatur begrenzt.	Für die Wärmeemissionen sind keine Änderungen geplant, da sie die vorgeschriebenen Grenzwerte beachten werden.
Erzeugung radioaktiver Abfälle	Jahresabfallvolumen (m^3): Sehr schwache Radioaktivität: 266 Schwache Radioaktivität: 680 Mittlere Radioaktivität: 256	Generell werden die in den folgenden zehn Jahren erzeugten radioaktiven Abfallvolumen vergleichbar mit denen des Referenzzeitraums sein. Dennoch werden manche erzeugten Abfallflüsse voraussichtlich in den kommenden Jahren zunehmen, insbesondere im Rahmen des geplanten „Grand Carénage“-Wartungsprogramms. Hinsichtlich der Art der erzeugten Abfälle oder ihres Abfallmanagements sind keine maßgeblichen Änderungen geplant.

Wechselbeziehungen mit der Umwelt	Vergangener Betrieb	Prognose für die kommenden 10 Jahre
Lärmbelastung	Im Kraftwerk von Blayais finden alle zehn Jahre Messkampagnen zur Erfassung der Lärmbelastung statt. Die letzte, 2021 durchgeführte Messkampagne weist Lärmpegel aus, die von den in den Vorschriften festgelegten Zielen abweichen (Grenzwertüberschreitungen während der Nacht für ZER 2). Diese Wertüberschreitungen verursachen jedoch keine für die Gesundheit oder Sicherheit seines Umfelds maßgeblichen akustischen Belastungen. Daher, und unter Berücksichtigung der besonderen Eigenschaften der Anlage und ihres Umfelds sowie technisch-wirtschaftlicher Betrachtungen hat die ASN gemäß Artikel 4.3.5 der INB-Verordnung im Juni 2023 eine gegenteilige Bestimmung im Rahmen der Erneuerung der Entnahme- und Freisetzungsgenehmigungen des Kraftwerks von Blayais erlassen.	Es sind keine maßgeblichen Änderungen hinsichtlich des Gesamtgeräuschpegels geplant, da die festgestellten Überschreitungen Gegenstand gegenteiliger Bestimmung seitens der ASN sind. Es werden jedoch auch Maßnahmen zur Begrenzung der potentiellen Lärmbelästigung durch temporäre Anlagen oder Versuche ergriffen (Wahl der am wenigsten störenden Zeitfenster, Durchführungsorte, Wahl der Verfahren oder Gerätschaften, Einrichtung von Lärmschutzvorrichtungen). Außerhalb des Standorts sind keine Vibrationsbelastungen zu erwarten.
Flächennutzung	Das Kraftwerk von Blayais erstreckt sich über 230 Hektar	Für die kommenden zehn Jahre ist keine Änderung der für den Betrieb der 4 Reaktoren des Kraftwerks von Blayais erforderlichen Grundfläche geplant.
Sonstige Wechselbeziehungen	Sonstige Wechselbeziehungen mit der Umwelt: Geruchsbelästigung, Lichtemissionen, Straßen- und Schienenverkehr, Energieverbrauch.	Für die kommenden zehn Jahre sind keine Änderungen dieser Wechselbeziehungen geplant.

5.7. Prognose für die kommenden 10 Jahre hinsichtlich der Auswirkungen auf die Umwelt

Dieser Abschnitt behandelt die tatsächlichen und potentiellen Auswirkungen des Normalbetriebs des Kraftwerks von Blayais auf die Gesundheit und die Umwelt während der kommenden zehn Jahre aufgrund von Wasserentnahme, Freisetzungen und Abfällen, sowie der Belastungen, die dies verursachen kann (Freisetzung pathogener Mikroorganismen, Lärm, Lichtemissionen, Energieverbrauch, Straßen- und Schienenverkehr, Vibrationen, Gerüche oder Staubaufkommen). Die Analyse betrachtet auch die Maßnahmen, die für den besseren Schutz der Interessen im Rahmen der 4. periodischen Sicherheitsüberprüfung ergriffen wurden. Wie im Abschnitt 5.6 angegeben, bleiben die Wechselbeziehungen des Betriebs des Kraftwerks von Blayais mit der Umwelt in den kommenden zehn Jahren auf dem gleichen Niveau wie während des vorherigen Jahrzehnts.

Die Auswirkungen des Kraftwerkbetriebs von Blayais auf die Umwelt werden nach Bereich (Unterabschnitte 5.7.1 bis 5.7.8) dargestellt; es handelt sich um lokale Auswirkungen, die vor allem das jeweilige Umfeld des Kraftwerks entsprechend dem Studienumfang gemäß Abschnitt 5.5.5 betreffen. Der normale Betrieb des Kraftwerks verursacht keine grenzüberschreitenden Auswirkungen (siehe Abschnitt bezüglich der grenzüberschreitenden Auswirkungen von Unfällen). Die vergleichsweisen Auswirkungen auf den Klimawandel durch die Fortsetzung des Betriebs oder die endgültige Stilllegung werden im Abschnitt 5.7.10 beschrieben.

5.7.1. Luft und Klimafaktoren

- ***Auswirkungen auf das Klima***

Die Stromerzeugung aus Kernenergie führt nur zu einer sehr geringen Kohlendioxidbildung (CO_2), dem wichtigsten **Treibhausgas**.
Gemäß der Studie der F&E von EDF setzt jedes kWh, das der Kernkraftpark von EDF in Frankreich erzeugt, das Äquivalent von **4 Gramm CO_2** frei. Dieser Wert bestätigt die sehr geringen Kohlenstofffreisetzungen dieser Energiequelle: Analyse des Lebenszyklus (ACV – Analyse du cycle de vie) pro kWh aus Kernkraft.
Die freigesetzten Gase aus dem Betrieb des Kraftwerks von Blayais wirken sich also nicht auf die aktuelle Klimasituation aus.
Die Analyse der Empfindlichkeit gegenüber dem Klimawandel (siehe folgende Seite) bestätigt, dass die Klimaauswirkungen der freigesetzten Gase aus dem Kraftwerksbetrieb auch während der kommenden 10 Jahre als vernachlässigbar betrachtet werden können.

Die vom Menschen erzeugten **Treibhausgase** verursachen die Verstärkung des Treibhauseffekts.
Diese natürliche Entwicklung wird durch vorhandene Treibhausgase verstärkt, die einen Teil der von der Erde abgegebenen Wärme in der unteren Atmosphäre zurückhalten.

- ***Auswirkungen auf die Luftqualität***

Das französische Umweltgesetzbuch legt die Normen für die Luftqualität fest, die darauf abziehen, einen wirksamen Schutz für die menschliche Gesundheit und die gesamte Umwelt zu gewährleisten. Diese Normen betreffen in der Außenluft vorhandene atmosphärische Stoffe, die die Qualität der Luft beeinträchtigen können: Schwefel- und Stickoxide, Ozon, Kohlenstoffmonoxid, Rußpartikel, Blei, Phenylwasserstoff und Schwermetalle. Diese Stoffe treten aufgrund des Straßenverkehrs und sonstiger menschlicher Tätigkeiten (Heizung, Industrieschadstoffe) hauptsächlich in den Ballungsgebieten auf.

Unter den vom Kraftwerk von Blayais während des Normalbetriebs in die Atmosphäre freigesetzten Chemikalien unterliegen nur die freigesetzten Stick- und Schwefeloxide sowie die Kohlenstoffmonoxid-Gase einer Luftqualitätsnorm. Die Bewertung der Auswirkungen dieser Schadstoffe auf die Luftqualität zeigt keine Auswirkungen des Kraftwerks auf die Luftqualität auf.
Hinsichtlich der Stoffe, die keiner Luftqualitätsnorm unterliegen (z. B. Formol, Ammoniak, Ethanolamin, Kältemittel und SF6) gelten die Konzentrationen in der Umwelt, die dem Kraftwerk von Blayais zuzuschreiben sind, nicht als wahrscheinliche Ursache für eine mögliche Beeinträchtigung der Luftqualität.

Das Kraftwerk von Blayais ist nicht von einem Atmosphärenschutzplan (PPA – Plan de protection de l'atmosphère) betroffen.

PLAN ZUM SCHUTZ DER ATMOSPHÄRE (PPA – PLAN DE PROTECTION DE L'ATMOSPHÈRE)

Die Pläne zum Schutz der Atmosphäre (PPA) wurden durch das Gesetz Nr. 96-1236 vom 30. Dezember 1996 in seiner am 14. Juni 2006 geänderten Version bezüglich der Luft und rationellen Nutzung der Energie (das sogenannte „LAURE"-Gesetz) eingeführt. Sie sind in den folgenden drei Fällen aufzustellen:
– Die Grenzwerte bzw. Zielwerte für die Luftqualität werden im betreffenden Gebiet überschritten;
– Überschreitungen sind in dem betreffenden Gebiet wahrscheinlich;
– Das Gebiet umfasst ein oder mehrere Ballungsgebiete mit über 250.000 Einwohnern.

Die PPA sollen Maßnahmen festlegen, die für die Beachtung der Grenzwerte zu ergreifen sind, sowie Notmaßnahmen, die im Falle einer möglichen Überschreitung der Warngrenzwerte umgesetzt werden müssen. Sie müssen mit den regionalen Zielen für die Luftqualität (SRADDET) vereinbar sein.
In der Region Nouvelle-Aquitaine sind die Städte Bayonne, Bordeaux, Dax und Pau Gegenstand eines PPAs. Das Kraftwerk von Blayais in der Gemeinde Braud-et-Saint-Louis liegt außerhalb der Ballungsgebiete mit mehr als 250.000 Einwohnern und ist nicht von einem PPA betroffen.

REGIONALER FLÄCHENNUTZUNGSPLAN ZUR NACHHALTIGEN ENTWICKLUNG UND GLEICHBERECHTIGUNG DER GEBIETE (SRADDET – SCHÉMA RÉGIONAL D'AMÉNAGEMENT, DE DÉVELOPPEMENT DURABLE ET D'ÉGALITE DES TERRITOIRES)

Das „NOTRE"-Gesetz vom 7. August 2015 über die Neuverteilung der Verwaltungsregionen der Französischen Republik begründet ein neues Planungsschema, dessen Erstellung den Regionen anvertraut wird: der regionale Flächennutzungsplan zur nachhaltigen Entwicklung und Gleichberechtigung der Gebiete (SRADDET).
Dieser Plan unterliegt den allgemeinen behördlichen Flächennutzungs- und Städteplanungsregeln sowie den gemeinnützigen Auflagen zur Nutzung der Flächen. Er muss mit den Leitkonzepten für die Wassernutzung und -verwaltung (SDAGE – Schémas directeurs d'aménagement et de gestion de l'eau) sowie mit den Managementplänen für Überschwemmungsrisiken (PGRI – Plans de gestion des risques d'inondation) vereinbar sein. Er muss gemeinnützige Projekte, eine ausgewogene Nutzung der Wasserressourcen, projektierte Infrastrukturen und Anlagen sowie wirtschaftliche Tätigkeiten, die Satzungen der Nationalparks und die Waldentwicklungspläne berücksichtigen. Er ersetzt die bestehenden Pläne wie z. B. den Regionalplan für Klima, Luft und Energie (SRCAE – Schéma régional climat air énergie), den Regionalplan für intermodalen Verkehr (Schéma régional de l'intermodalité), den Regionalplan zur Vorbeugung und Verwaltung von Abfällen (PRPGD – Plan régional de prévention et de gestion des déchets) und den Regionalplan für ökologische Zusammenhänge (SRCE – Schéma régional de cohérence écologique).
Der SRADDET Nouvelle-Aquitaine wurde am 18. November 2024 von der Präfektin der Region bestätigt. Der SRADDET der Region Nouvelle-Aquitaine umfasst 3 Teile, die 14 strategische Ausrichtungen hinsichtlich der Ziele und Regeln des SRADDET beinhalten.

Empfindlichkeit gegenüber dem Klimawandel

Die lokalen Prognosen der wichtigsten Klimafaktoren, die von Météo-France erstellt wurden, zeigen eine Tendenz zu höheren Jahresmittelwerten der Lufttemperaturen, wobei die Entwicklung bis 2035 im Vergleich zum historischen Zeitraum von 1976 – 2005 1,2 °C überschreiten könnte.
Mit Ausnahme eines leichten Anstiegs des Kühlbedarfs der Tertiär- und Industriegebäude, haben die obigen Klimaentwicklungen wahrscheinlich keine Auswirkungen auf die Analyse bezüglich der Folgen der vom Kraftwerk von Blayais in die Atmosphäre freigesetzten Schadstoffe auf die Luftqualität und das Klima.

5.7.2. Oberflächengewässer

- ***Auswirkungen auf den Wasserhaushalt***

Das Wasser aus der Gironde-Mündung wird mittels zweier Zuleitungen entnommen, die das Wasser bis zu den Zulaufbecken und von dort zu den Pumpstationen leiten. Dieses Wasser wird hauptsächlich für die Kühlung der Verflüssiger der Dampfturbinen verwendet. Die vom Kraftwerk entnommene Wassermenge beträgt pro Tag maximal etwa 15 Millionen m³. Außerdem wird das der Gironde entnommene Wasser aufgrund der „offenen Kühlkreise" des Kraftwerks vollumfänglich in die Umwelt zurückgeleitet. Nach diesen Daten führen diese Wasserentnahmen aus der Gironde für den Betrieb des Kraftwerks von Blayais zu keinen Änderungen des Wasserhaushalts der Gironde.

- ***Auswirkungen auf die Temperatur der Oberflächengewässer***

Die Analyse der Erfahrungswerte hinsichtlich der Wärmeemissionen des Kraftwerks von Blayais über einen Zeitraum von 10 Jahren (2011 – 2021) zeigt, dass die Verdünnung der Freisetzungen des Kraftwerks von Blayais hauptsächlich von den Gezeiten abhängt, wobei die Erwärmung der Mündung durch die Wärmeemissionen des Kraftwerks je nach Zeitpunkt und Tidenbeiwert schwankt.
Die Auswirkung der Wärmeemissionen des Kraftwerks von Blayais auf das Oberflächenwasser ist in Anbetracht der aufnehmenden Wassermasse lokal begrenzt, da sich die Freisetzungspunkte in der Mitte des Mündungstrichters befinden und das Verdünnungsvermögen in diesem Bereich aufgrund der Gezeitenströmungen sehr hoch ist. Durch die räumliche Veränderlichkeit der Wolke und ihrer durch den Tidenbeiwert verursachten räumlichen Ausbreitungsschwankungen sind die von den Wärmeemissionen betroffenen Bereiche nicht ständig exponiert.

- ***Auswirkungen auf die Qualität der Oberflächengewässer***

Die Analyse der Ergebnisse der Überwachung der Chemikalienbelastung und des Wasserhaushalts der Umwelt konnte belegen, dass die physikalisch-chemischen, chemischen und biologischen Entwicklungen im unmittelbaren Umfeld des Kraftwerks von Blayais nicht durch die vergangenen und aktuellen Schadstofffreisetzungen des Kraftwerks verursacht wurden. Die stoffspezifische Bewertung dieser Auswirkungen der flüssigen chemischen Schadstofffreisetzungen auf die Durchschnitts- und Höchstwerte zeigt für MES, den biochemischen (DBO_5) und chemischen Sauerstoffbedarf (DCO), Natrium, Chlorate, Sulfate, Wasserstoffkarbonate, Karbonate, Silizium, Ammonium, Nitrite, Nitrate, Phosphate, Aluminium, Chrom, Kupfer, Eisen, Mangan, Nickel, Blei, Zink, Lithin, Borsäure, Hydrazin, Ethanolamin, Methylamin, Ethylamin, Azetate, Formiate, Glykolate, Oxalate, Reinigungsmittel keine maßgeblichen umweltbelastenden Auswirkungen auf das aquatische Ökosystem des Kraftwerks von Blayais.
Außerdem sollten die Sedimente aus den Ausbaggermaßnahmen aufgrund ihrer Eigenschaften nicht zu Änderungen der Wasserqualität in der Gironde-Mündung oder der Art der Sedimentverlagerungen im Bereich des Standorts führen.

Anmerkung: Die Bewertung der Auswirkungen radioaktiver Schadstofffreisetzungen wird im Abschnitt 5.7.4 behandelt.

- ***Auswirkungen auf die Morphologie der Sedimente***

Die Ausbaggerarbeiten im Bereich der Wasserentnahmepunkte führen zur Mobilisierung und Rückführung von Sedimenten in die Umwelt, die hauptsächlich aus Sand und Pflanzenresten bestehen. Das maximale Jahresvolumen der vom Kraftwerk von Blayais mobilisierten Sedimente wird auf weniger als 50.000 m³ (durchschnittlich ca. 42.000 m³) geschätzt. Im Verhältnis zu den 2,8 Millionen Tonnen Sedimente, die die Garonne und die Dordogne jedes Jahr in die Mündung schwemmen, ist diese Menge vernachlässigbar. Die zurückgeführte Sedimentmenge gilt als geringfügig im Vergleich zu den natürlichen Sedimentflüssen in der Gironde-Mündung, deren Dynamik durch den sogenannten „Schlammstopfen"[24] geregelt wird.

[24] Schlammablagerungen sind in Mündungen häufig und in der Gironde besonders ausgeprägt. In diesem Bereich ist die Wassertrübung durch Schwebstoffe (MES) aufgrund der von den Flüssen mitgerissenen schwebenden Sedimente hoch. Die Ablagerungen bilden sich in dem Bereich, in dem das Süßwasser auf salzhaltiges Meerwasser trifft. Dieser Bereich kann mehrere Dutzend Kilometer lang sein und MES-Konzentrationen von über 1 g/l aufweisen. Die Frühjahreshochwasser schwemmen einen großen Teil dieser als „Schlammstopfen" bezeichneten Schlammablagerungen fort.

Außerdem sind die physikalisch-chemischen Eigenschaften der ausgebaggerten Sedimente, die aus Lehm sowie mittelgroben und groben Sanden bestehen, vergleichbar mit den natürlichen Hintergrundwerten der Gironde. Die Wiedereinleitung dieser Sedimente in die Umwelt fügt sich nahtlos in die Sedimentdynamik der Trichtermündung ein, sorgt für die ordnungsgemäße Funktion der Wasserentnahme- und -freisetzungsbauwerke und gewährleistet so die Sicherheit und das Temperaturmanagement der Anlagen. Durch die Wahl eines Zeitraums für diese Maßnahmen (Oktober bis November, höchstens noch bis Dezember), der optimal die für die Fischbestände kritische Periode berücksichtigt, sowie durch die Art und den Umfang der Arbeiten können die potentiellen Auswirkungen auf die betroffenen Themenbereiche deutlich verringert werden.
Die Wiedereinleitung der Ausbaggersedimente hat somit keine maßgeblichen negativen Auswirkungen auf die Morphologie der Sedimente der Gironde und beeinträchtigt nicht die Sedimentverlagerungen im Standortbereich.

- ***Empfindlichkeit gegenüber dem Klimawandel***

Die durch den Klimawandel verursachten Veränderungen, die die Ergebnisse der vorliegenden Studie beeinflussen könnten, betreffen hauptsächlich den Anstieg der Wassertemperatur.

Unter den diversen Variablen, die die Entwicklung der Wasserlebensräume beeinträchtigen und so die Ergebnisse der vorliegenden Studie beeinflussen können, ist die Wassertemperatur einer der Variablen deren Entwicklungstendenz belegt ist und mit den weltweiten Änderungen des Zusammenspiels zwischen den Ozeanen und der Atmosphäre einhergeht.
Im Rahmen der vorliegenden Studie zeigen die seit 1993 beobachteten Tendenzen der in der Gironde-Mündung im Bereich des Kraftwerks von Blayais gemessenen Wassertemperatur einen Anstieg der Jahresdurchschnittstemperaturen um etwa 0,6 °C über jeweils 10 Jahre,
Die von EDF R&D auf der Grundlage globaler Klimamodelle erstellten Klimaprognosen haben eine Entwicklung der Jahresdurchschnittstemperatur der Gironde-Mündung zwischen +0,5 °C und +0,7 °C bis 2035 (also über den Zeitraum von 2020 bis 2049) ergeben.
Dabei ist jedoch zu berücksichtigen, dass diese Ergebnisse hohe Unsicherheiten aufweisen, die durch den Modellierungsvorgang bedingt sind, insbesondere aufgrund der Fächerung der Ergebnisse der Klimamodelle, aber auch ihrer Übertragung auf lokaler Ebene.
Aktuelle Studien betrachten einen kürzeren Zeitraum (10 Jahre), jedoch sind bisher keine zuverlässigen Prognosenmodelle verfügbar, die die genaue Entwicklung der Klimaparameter für einen solchen Zeitraum vorhersagen können, da die natürlichen Schwankungen des Klimasystems bisher für 10 Jahre noch nicht hinreichend modelliert werden konnten.
Die Untersuchung der lokalen Auswirkungen des Klimawandels ist Gegenstand zahlreicher laufender Forschungsprojekte bezüglich der Entwicklung von Methoden zur Erstellung von Klimaprognosen auf lokaler Ebene, wie hier hinsichtlich der Wassertemperatur der Mündung im Bereich des Kraftwerks von Blayais.
In Anbetracht der verfügbaren Daten und der geringen Zunahme der Meerestemperaturen in Verbindung mit den Klimaänderungen über zehn Jahre gelten die in der vorliegenden Auswirkungsstudie verwendeten Szenarien als repräsentativ für die Klimakunde des Kraftwerks von Blayais.

5.7.3. Böden und Grundwasser

- ***Auswirkungen auf die Böden***

Für das Kraftwerks wurden verschiedene Ausbauarbeiten durchgeführt, unter anderem die Errichtung der Standortplattform in einer Höhe von 4,5 m NGF 0. Dazu wurden Spundwände (Schalwände) mit einer durchschnittlichen Höhe von 31 m errichtet, um die Baugruben trocken zu halten und den natürlichen Schlamm bis zu einer Schichtdicke von 17 m abzutragen und durch Sandaufschüttungen zu ersetzen.
Eine umfassende Untersuchung der historischen Daten und der Umweltüberwachung hat zur Verbesserung der Kenntnis des Unterbodens und zur Ermittlung vergangener und aktueller Tätigkeiten und deren Risikopotenzial geführt. Diese Studie hat mehrere historische Tritiumbelastungen des Grundwassers innerhalb der Schalwände nachgewiesen. Im Umkreis des Kraftwerks wurden jedoch auf der Grundlage dieser historischen Daten keine radiologischen Belastungen des Bodens festgestellt.
Von September 2020 bis Januar 2021 wurden zusätzliche Untersuchungen durchgeführt. Dabei wurden 25 Bohrungen, 12 Baggeraushübe und 114 Bodenproben für chemische Analysen sowie 72 Bodenproben für radiologische Analysen vorgenommen. Bei einer weiteren Untersuchungskampagne im Juli 2021 wurden sieben Bodenbohrungen bis 4 m Tiefe

unterhalb der Punkte durchgeführt, an denen bei der vorherigen Kampagne inkonsistente Ergebnisse für Cesium-137 und Kobalt-60 ermittelt wurden. Im Rahmen dieser Kampagne konnten die ersten Befunde widerlegt werden. Die Ergebnisse ergaben eine allgemeine Übereinstimmung mit den vom Menschen verursachten Hintergrundwerten, mit Ausnahme einiger Proben, die leicht erhöhte Kadmium-, Quecksilber- und Zinkwerte aufwiesen, die aller Wahrscheinlichkeit nach mit der inhärenten Qualität der errichteten Aufschüttungen verbunden sind. Diese Grenzwertüberschreitungen erfordern keine besonderen Überwachungsmaßnahmen.
Die radiologischen Analysen konnten nachweisen, dass keine Bodenbelastungen vorhanden sind, mit Ausnahme dreier Bodenproben in dem gesättigten Bereich beim PTR-Behälter des Reaktors Nr. 1, die Tritium enthielten. Dieser Befund entspricht der Ende 2017 festgestellten historischen Belastung des Grundwassers, die bereits zu einer Überwachung und entsprechenden Aufbereitungsmaßnahmen geführt hat.
Daraus kann geschlossen werden, dass der normale Kraftwerksbetrieb keine Auswirkungen auf die Böden unterhalb des Kraftwerks hat. Der Betrieb des Kraftwerks kann aufgrund historischer Störfälle zu lokal begrenzten Auswirkungen auf die Böden führen. Für diese Fälle werden innerhalb und außerhalb des Kraftwerks systematisch besondere Managementmaßnahmen und eine verstärkte Überwachung eingerichtet, um potentielle Auswirkungen zu verringern und einzuschränken.

- ***Auswirkungen auf das Grundwasser***

In Bezug auf das Kraftwerk von Blayais hat der Bau der für den Betrieb des Standorts erforderlichen Anlagen und Bauwerke den Verlauf des Grundwassers vor Ort geändert (tiefe Fundamente, geotechnische Einfriedungen, Wasserbauwerke...). Seit seiner Inbetriebnahme erfolgt im Kraftwerk von Blayais eine qualitative und quantitative Überwachung der vorhandenen Grundwasserschichten im Bereich der Anlagen. Die Untersuchung der von 2013 bis 2020 durchgeführten Messungen und ihrer 12.400 chemischen und 2.300 radiologischen Analysen, die anhand von etwa 30 Piezometern erhoben wurden, hat einige Überwachungsgrenzwertüberschreitungen ergeben.

- Es wurden begrenzte Überschreitungen der Vergleichswerte für Natrium, Chlorate, Eisen, Mangan und Kjeldahl-Stickstoff festgestellt, die mit den geologischen Eigenschaften des Unterbodens zusammenhängen, jedoch nicht mit dem Betrieb des Kraftwerks.
- An neun Piezometern wurden Untersuchungsgrenzwertüberschreitungen für Phosphate festgestellt, einschließlich mehrerer Überschreitungen des Handlungsgrenzwerts in den Jahren 2017 bis 2019. Die Entfernung der Piezometer lässt jedoch vermuten, dass diese Werte zu den natürlichen hydrochemischen Hintergrundwerten des Grundwassers zählen könnten.
- Regelmäßige Überschreitungen des Untersuchungsgrenzwerts sowie begrenzte Überschreitungen des Handlungsgrenzwerts wurden für den Parameter „Gesamtkohlenwasserstoffe“ festgestellt und haben zur Einrichtung einer verstärkten Überwachung und spezieller Managementmaßnahmen geführt.
- 2017 wurden Überschreitungen des Untersuchungsgrenzwerts für Nitrate festgestellt, die zur Implementierung von behebenden Maßnahmen zur Verhinderung eines erneuten Auftretens geführt haben.
- Seit 2017 werden im Bereich des Reaktors Nr. 1 wiederholte Überschreitungen des Untersuchungsgrenzwerts für Tritium festgestellt, die mit dem Vorhandensein von tritiumhaltigem Wasser in den Bunkern unter dem Hilfsnuklearanlagegebäude zusammenhängen. Diese Schadstoffbelastung hat seit 2017 zu besonderen Managementmaßnahmen geführt, z. B. der Sanierung und Aufbereitung der Anlagen. Durch diese Managementmaßnahmen konnte die Tritiumaktivitätskonzentration in diesem Wasser deutlich verringert werden.

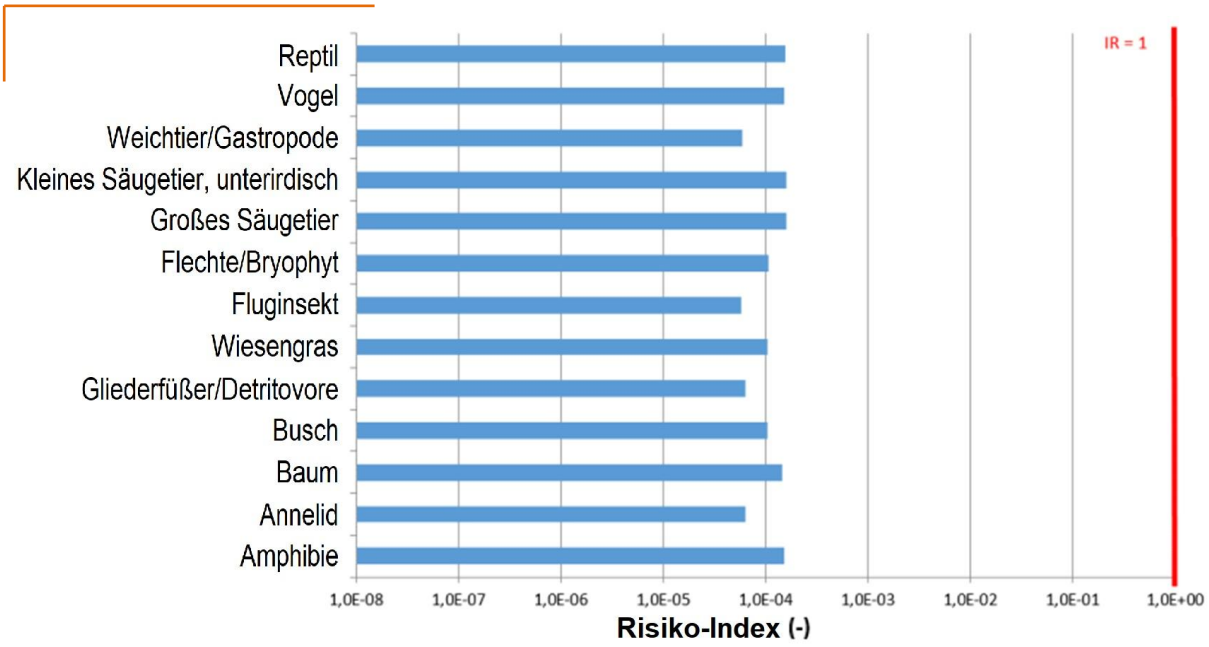
In den Grundwasserproben, die außerhalb der geotechnischen Einfriedung des Kraftwerks von Blayais vorgenommen wurden, konnten keine Belastungen oder Grenzwertüberschreitungen festgestellt werden, die dem Kraftwerksbetrieb zuzuschreiben sind.

Der Betrieb des Kraftwerks kann bei historischen Störfällen oder Lecks an den Leitungssystemen zu räumlich und zeitlich begrenzten Auswirkungen auf die Grundwasserschichten führen. Für diese Fälle werden innerhalb und außerhalb des Kraftwerks systematisch besondere Managementmaßnahmen und eine verstärkte Überwachung eingerichtet, um potentielle Auswirkungen zu verringern und einzuschränken.

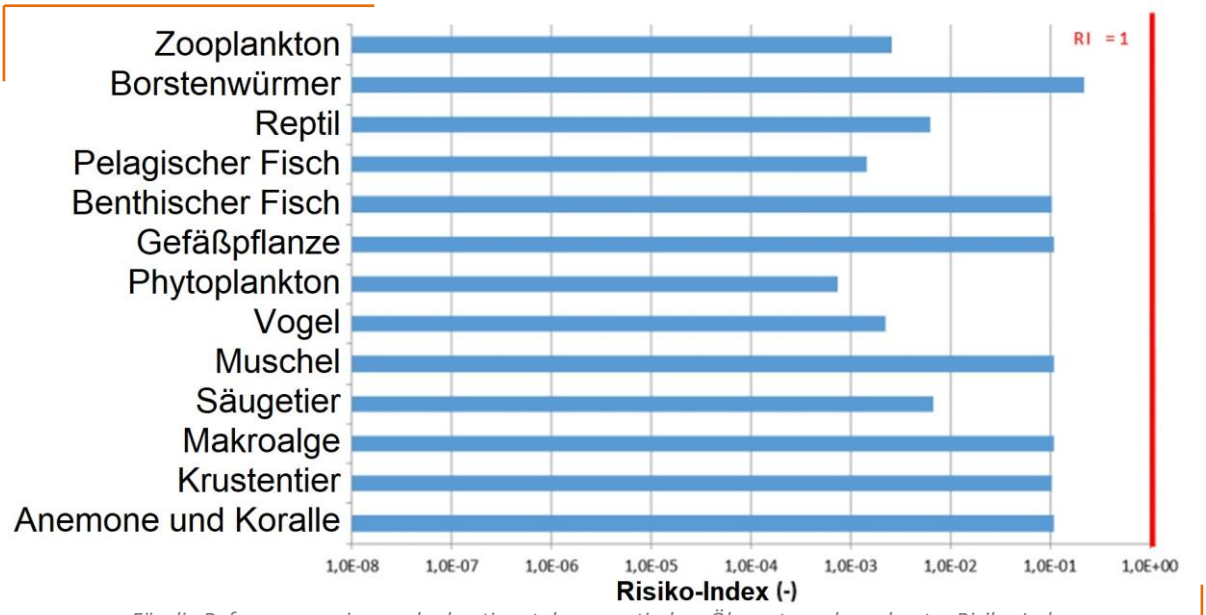
5.7.4.Radioökologie

Wie bereits im Abschnitt 5.2 dargelegt, beruht die Bewertung der Auswirkungen der radioaktiven Schadstoffe auf die

Umwelt auf einem Vergleich der durch radioaktive Schadstoffe verursachten Dosisrate mit einem auswirkungsfreien Dosisratenwert für jeden einzelnen Referenzorganismus. Dieser Vergleich führt zur Berechnung eines Risiko-Index. Liegt der Risiko-Index unter 1 kann daraus geschlossen werden, dass das Risiko vernachlässigbar ist.
Die nachfolgenden Grafiken zeigen den für die Referenzorganismen festgelegten Risiko-Index in den Land- und Wassersegmenten.



Für die Referenzorganismen der Ökosysteme an Land berechneter Risiko-Index



Für die Referenzorganismen der kontinentalen aquatischen Ökosysteme berechneter Risiko-Index

Bei einem Index, der grundsätzlich unter einer Einheit liegt, ist das mit den flüssigen und atmosphärischen Freisetzungen radioaktiver Stoffe aus dem Kraftwerk von Blayais verknüpfte Umweltrisiko aktuell und für die kommenden 10 Jahre vernachlässigbar.

5.7.5.Artenvielfalt

Die bereits vorgestellte Analyse der Auswirkungen des Betriebs des Standorts von Blayais auf die Luft und die Klimafaktoren, die Oberflächengewässer und den strahlentechnischen Zustand der Umwelt zeigt keine maßgeblichen Auswirkungen des Standorts von Blayais auf die ökologischen Eigenschaften der Umwelt auf, die für die Entfaltung der biologischen Vielfalt im Studiengebiet relevant sind.

Der Kraftwerksbetrieb in Blayais hat keine Auswirkungen auf die schützenswerten Naturgebiete und beeinträchtigt nicht die volle Entfaltung der biologischen Zyklen der Pflanzen- (Wasser-, Sumpf- und Landpflanzen) und Tierarten (Wirbellose, Fische, Amphibien, Reptilien, Vögel, Säugetiere) im Studiengebiet.

In Bezug auf den Wasserlebensraum in der Mündung werden bei den für die Kühlung nötigen Wasserentnahmen auch Lebewesen angesaugt (insbesondere einige kleine Fischarten oder Jungfische).

Um diese Auswirkungen besser bewerten und quantifizieren zu können werden derzeitig die Studien über die Auswirkungen auf diese Lebewesen von EDF in Zusammenarbeit mit auf die Ökologie der Wasserlebensräume spezialisierten Beratungsunternehmen aktualisiert. Parallel dazu implementiert der Standort Maßnahmen zur Vermeidung und Verringerung der Auswirkungen, insbesondere durch Vorrichtungen zum Absammeln und Zurückleiten der Lebewesen in die Umwelt. Dies erfolgt durch Niederdruckabspülen der Filtertrommeln, zusammen mit weiteren begleitenden Maßnahmen, die insbesondere den Zweck haben, gemeinsam mit Partnern aus der Wissenschaft die Kenntnisse über den Lebenszyklus des Maifischs zu verbessern.

5.7.6.Bevölkerung und deren Gesundheit

- ***Bewertung der dosisbedingten Auswirkungen auf den Menschen***

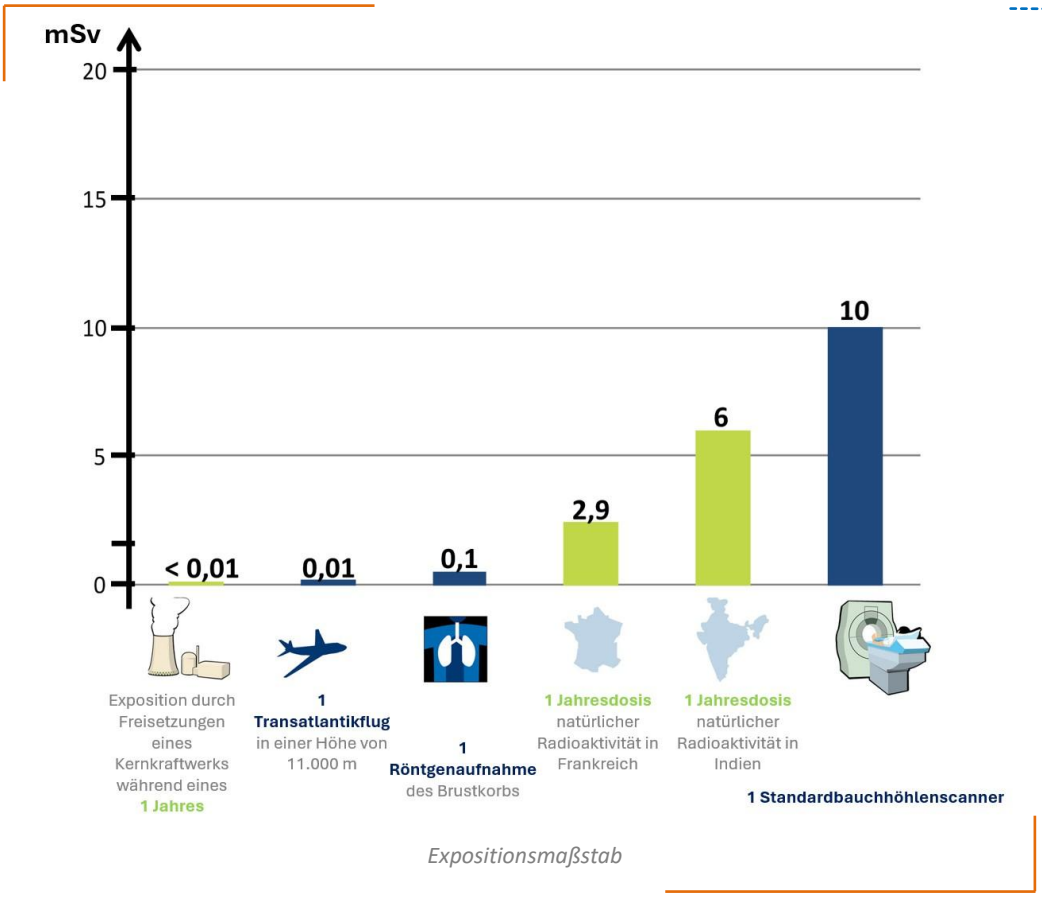
Die Gesamtauswirkungen der Freisetzung radioaktiver Schadstoffe durch das Kraftwerk von Blayais auf die Bevölkerung berücksichtigen die interne und externe Exposition durch Freisetzung flüssiger radioaktiver Schadstoffe und durch die Atmosphäre. Sie werden für die Referenzpersonen bestimmt, d. h. die Personen in einem Umkreis von 5 km um das Kraftwerk, bei denen die Exposition potentiell am wahrscheinlichsten ist.
Die jährliche **Gesamtwirkdosis** durch die interne und externe Exposition durch die freigesetzten flüssigen radioaktiven Schadstoffe des Standorts wird geschätzt:

Die **Wirkdosis** misst die biologischen Auswirkungen der Radioaktivität. Sie wird in Sievert (Sv) bzw. meistens in Millisievert (mSv) oder Mikrosievert (µSv) angegeben.

- für Erwachsene auf $3{,}7.10^{-6}$ Sv/Jahr, d. h. weniger als 10 µSv/Jahr;
- für zehnjährige Kinder auf $2{,}3.10^{-6}$ Sv/Jahr, d. h. weniger als 10 µSv/Jahr;
- für einjährige Kinder auf $5{,}4.10^{-7}$ mSv/Jahr, d. h. weniger als 1 µSv/Jahr.

Diese Dosen betragen weniger als 1 % des jährlichen Expositionsgrenzwerts aus dem Kraftwerksbetrieb, der vom Art. R. 1333-11 des französischen Sozialgesetzbuchs auf 1 mSv festgelegt wird.

Um diese Dosen mit anderen Expositionsarten zu vergleichen, zeigt die folgende Abbildung die Größenordnungen der in normalen Situationen empfangenen Dosen.



Expositionsmaßstab

▪ *Bewertung der Gesundheitsrisiken durch Chemikalienfreisetzungen*

Es wurde nachgewiesen, dass die aktuellen Freisetzungen des Kraftwerks von Blayais keinen Einfluss auf den chemischen Zustand der Gironde-Mündung haben.
Die prospektive Bewertung der Gesundheitsrisiken (ERPS – Évaluation prospective des risques sanitaires, siehe Abschnitt 5.2) ergab keine Gesundheitsrisiken, weder aufgrund flüssiger Chemikalienfreisetzungen in die Gironde-Mündung, die dem Kraftwerk von Blayais zuzuschreiben wären, auf die benachbarten Bevölkerungsgruppen, die potentiell durch den Verzehr von Meereserzeugnissen und das versehentliche Verschlucken von Wasser aus der Mündung beim Baden exponiert wären.
Die Studie weist auch keine Gesundheitsrisiken durch atmosphärische Freisetzungen von Chemikalienausflüssen im Rahmen des Betriebs des Kraftwerks von Blayais für die benachbarten Bevölkerungsgruppen auf, die potentiell die Substanzen einatmen könnten.

▪ *Bewertung der Auswirkungen der Lärm- und Vibrationsbelastung*

Im Kraftwerk von Blayais werden alle zehn Jahre akustische Messkampagnen vorgenommen, um sicherzustellen, dass der Standortbetrieb keinen Lärm verursacht, der sein unmittelbares Umfeld beeinträchtigt. Die letzte, 2021 durchgeführte Kampagne zeigt, dass in der Zone mit reglementiertem Aufkommen (ZER – Zone à émergence réglementée) Nr. 2 im Norden des Kraftwerks die im Artikel 3 der Verordnung vom 23. Januar 1997 festgelegten zulässigen Werte während der Nacht überschritten werden. Diese Wertüberschreitungen verursachen jedoch keine für die Gesundheit oder Sicherheit seines Umfelds maßgeblichen akustischen Belastungen.

Artikel 4.3.5 der INB-Verordnung sieht vor, dass die ASNR entsprechend den inhärenten Eigenschaften der Anlage oder ihres Umfelds und nach Stellungnahme des Rats des Départements für Umwelt, Gesundheitsrisiken und technologische Risiken besondere Bestimmungen festlegen kann.
Im Hinblick auf die besonderen Eigenschaften der Anlagen, ihres Umfelds und technisch-wirtschaftlichen Gesichtspunkten, hat EDF am 6. Mai 2020 der ASN einen Antrag zur Anpassung der Bestimmungen zur Lärmbegrenzung aus Artikel 3 der Verordnung vom 23. Januar 1997 vorgelegt. Die ASN hat im Juni 2023 im Rahmen der Erneuerung der Entnahme- und Freisetzungsgenehmigung des Kraftwerks von Blayais eine gegenteilige Bestimmung erlassen.

Außerdem verursacht der Betrieb der Anlagen (hauptsächlich der rotierenden Maschinen) Schwingungen. Die Vibrationen können innerhalb der Anlagen wahrgenommen werden, jedoch aufgrund der Bauwerkskonzepte und Bodenbeschaffenheit nicht außerhalb der Anlagen. Für die benachbarten Bevölkerungsgruppen besteht somit keinerlei Risiko von Emissionen durch die bestehenden Anlagen.

- ***Bewertung der Auswirkungen der Lichtemissionen***

Die Lichtemissionen des Kraftwerks von Blayais entstehen hauptsächlich durch die Sicherheitsbeleuchtung des Standorts (Schutz gegen unerlaubtes Eindringen, Warnung für Flugzeuge...). Daher sind sie unerlässlich; ihre visuellen Auswirkungen außerhalb des Standorts werden durch die Ausrichtung dieser Leuchten minimiert. Die Auswirkungen der Lichtemissionen sind vernachlässigbar.

5.7.7. Menschliche Aktivitäten

- ***Analyse der Auswirkungen auf die Flächennutzung***

Die Bewertung der gesundheitlichen Auswirkungen der radioaktiven und chemischen Ausflüsse aus dem Kraftwerk von Blayais zeigt keine ihm zuzuschreibenden Gesundheitsrisiken für die potentiell exponierten benachbarten Bevölkerungsgruppen auf.
Die Bewertung der umweltseitigen Exposition der Menschen durch radioaktive und chemische Schadstofffreisetzungen des Kraftwerks von Blayais führt zu dem Schluss, dass keine maßgeblichen Auswirkungen auf die Bodennutzung und insbesondere die Nutzung der landwirtschaftlichen Flächen und Sachwerte (Wohnhäuser, Industriegebiete usw.) vorhanden sind.

- ***Analyse der Auswirkungen auf die Landschaft und das Kulturerbe***

Das Kraftwerk von Blayais wurde zwischen Januar 1976 und April 1981 errichtet. Somit besteht das Kraftwerk seit etwa vierzig Jahren und ist nun fester Teil der Landschaft. Der Betrieb des Kraftwerks von Blayais hat keine Auswirkungen auf die Landschaft und das Kulturerbe. Wie bereits im Abschnitt 5.6 angegeben, sind keine Weiterentwicklungen des Kraftwerks geplant, die diese Schlussfolgerungen für die kommenden 10 Jahre in Frage stellen könnten.

- ***Analyse der Auswirkungen auf die Wassernutzung***

Der Betrieb des Kraftwerks von Blayais erfordert diverse Wasserversorgungsbedürfnisse, wobei der Hauptwasserverbrauch der Kühlung der Verflüssiger dient. Das aus der Mündung entnommene Kühlwasser wird jedoch vollumfänglich in die Umwelt zurückgeleitet.
Andererseits zeigt die Bewertung der gesundheitlichen Auswirkungen der radioaktiven und konventionellen Ausflüsse (einschließlich der beim Verzehr von Nahrungsmitteln, z. B. den Erzeugnissen aus der Mündung und in schädigenden Mengen beim Baden) keine Gesundheitsrisiken für die potentiell exponierten benachbarten Bevölkerungsgruppen auf, die dem Betrieb des Kraftwerks von Blayais zuzuschreiben wären.
Somit hat der Betrieb des Kraftwerks von Blayais keine Auswirkungen auf die Verfügbarkeit der Wasserressource und die Art der Ausflüsse stellt die Nutzung des Wassers in der Nähe des Kraftwerks von Blayais nicht in Frage.

- ***Analyse der Auswirkungen auf die Infrastrukturen und Kommunikationswege***

Der Betrieb des Kraftwerks von Blayais verursacht ein tägliches Verkehrsaufkommen von etwa 2.000 Fahrzeugen, das hauptsächlich aus den Fahrzeugen der Mitarbeiter besteht. Die Anzahl Lastkraftwagen zum Transport der Brennstäbe, Abfälle und Betriebsmittel liegt durchschnittlich bei 370 LKW pro Jahr, was weniger als zwei LKW pro Werktag entspricht. Außerdem belegen die Straßenverkehrsdaten, dass:

- das durchschnittliche Verkehrsaufkommen auf der D137 etwa 6.257 Fahrzeuge pro Tag beträgt. 7,3 % davon sind LKW;
- das durchschnittliche Verkehrsaufkommen auf der D206 etwa 5.223 Fahrzeuge pro Tag beträgt. 3,9 % davon sind LKW.

Das vom Kraftwerksbetrieb verursachte Gesamtverkehrsaufkommen beträgt bis zu 38 % des Gesamtverkehrsaufkommens des umliegenden Straßennetzes.
Das Kraftwerk verursacht keinerlei Schienenverkehr in einem Umkreis von 10 km. Die Schifffahrt beschränkt sich lediglich auf die Kampagnen zur Entnahme von Proben aus der Umwelt und auf die jährlichen Ausbaggerarbeiten des Meeresbodens im Bereich der Wasserentnahmepunkte.

Analyse der Auswirkungen auf das Industrieumfeld

Der Betrieb des Kraftwerks von Blayais verursacht keine Wechselbeziehungen zu sonstigen Industrieanlagen im lokalen Studiengebiet; er hat keine Auswirkungen auf das Industrieumfeld.

Analyse der Auswirkungen auf Freizeitanlagen und -aktivitäten

Die Bewertung der gesundheitlichen Auswirkungen der radioaktiven und konventionellen Ausflüsse (durch den Verzehr von Nahrungsmitteln, z. B der Erzeugnisse aus der Mündung) aus dem Kraftwerk von Blayais zeigt keine ihm zuzuschreibenden Gesundheitsrisiken für die potentiell exponierten benachbarten Bevölkerungsgruppen auf.
Daher hat der Betrieb des Kraftwerks von Blayais keine maßgeblichen Auswirkungen auf Freizeitanlagen und -aktivitäten.

Analyse der Auswirkungen auf sonstige Nutzungen

Die ermittelten sonstigen Nutzungen sind die Fischerei und die Aquakultur.
Die Bewertung der gesundheitlichen Auswirkungen der radioaktiven und konventionellen Ausflüsse (auch beim Baden und durch den Verzehr von Nahrungsmitteln, z. B der Erzeugnisse aus der Mündung) aus dem Kraftwerk von Blayais zeigt keine Gesundheitsrisiken für die potentiell exponierten benachbarten Bevölkerungsgruppen auf.
Außerdem entnimmt das Kraftwerk von Blayais das Wasser zur Kühlung seiner Anlagen aus der Gironde-Mündung. Das Konzept der Wasserentnahmebauwerke begrenzt das Ansaugen von Lebewesen am Entnahmepunkt. Dennoch werden bei der Wasserentnahme Wasserlebewesen an den Entnahmepunkten des Kraftwerks von Blayais angesaugt, insbesondere kleine Fischarten oder einzelne Individuen (hauptsächlich Jungfische), die nicht über die nötige Kraft verfügen, um dem Saugstrom zu entkommen.
Durch eine über ein Jahr laufende technische Studie konnten die Mengen Wasserlebewesen quantifiziert werden, die der Filterung des Kraftwerks zum Opfer fallen. Ein Teil der angesaugten Lebewesen wird lebend in die Mündung zurückgeführt, wobei die Sterblichkeitsrate von der Art abhängt. Die von den Entnahmepunkten des Kraftwerks von Blayais angesaugten Mengen an Wasserlebewesen sind bei manchen Arten durchaus beträchtlich im Verhältnis zu den von den lokalen Fischereibetrieben oder im ICES-Gebiet[25], in dem das Kraftwerk liegt, gefischten Mengen. Dies ist insbesondere bei Aalen und Sägegarnelen der Fall. Jedoch ist für diese Arten der Markt gering.
Die Wasserentnahme in der Gironde-Mündung, die für den Betrieb des Kraftwerks von Blayais erforderlich ist, hat wahrscheinlich Auswirkungen auf den Fang bestimmter Arten. Vermeidungsmaßnahmen (Konzept der Wasserentnahmepunkte) dienen dazu, diese potenziellen Auswirkungen auf die Fischerei zu mildern. Außerdem arbeitet EDF an der Verbesserung der Kenntnisse, insbesondere bezüglich des Maifischs, um durch bestmögliche Maßnahmen die Bestände dieser Arten zu erhalten und, im Falle der Finte, dazu beizutragen, den Fischfang aufrecht zu erhalten.

Analyse der Auswirkungen auf den Energieverbrauch

Der Betrieb des Kraftwerks von Blayais dient der Erzeugung von elektrischer Energie: 25,3 TWh im Jahr 2019, 23,4 TWh im Jahr 2020 und 24,5 TWh im Jahr 2021.
Der Stromverbrauch des Kraftwerks beträgt jeweils 87 GWh, 122 GWh und 98 GWh für die Jahre 2019, 2020 und 2021, was demnach 0,3 %, 0,5 % et 0,4 % der vom Kraftwerk erzeugten elektrischen Energie entspricht.
Das Kraftwerk von Blayais verfügt auch über Diesel-Notstromaggregate. Deren ordnungsgemäße Funktion wird durch periodische Probeläufe gewährleistet. 2021 lag der mit diesen Probeläufen verbundene Jahreskraftstoffverbrauch bei etwa 240 m³ Offroad-Diesel („roter“ Diesel).
Der Kraftwerksbetrieb hat somit keine Auswirkungen auf den Energieverbrauch.

[25] Der International Council for the Exploration of the Sea (ICES) hat die Zone 27, die dem Nord-Ost-Atlantik entspricht, in Unterzonen und Teilzonen unterteilt. Die Unterzonen und Teilzonen werden als „ICES-Zone“ bezeichnet.

5.7.8.Abfallmanagement

5.7.8.1. Erzeugte Abfälle

Für seine Tätigkeiten zur Stromerzeugung, Anlagenwartung, Lagerung der Abfälle und Logistik erzeugt der Betrieb des Kraftwerks von Blayais zwei Arten von Abfällen: radioaktive Abfälle und konventionelle Abfälle.

- Radioaktive Abfälle werden entsprechend ihrer Radioaktivitätsklasse und der Halbwertszeit der enthaltenen Radionuklide eingestuft. Sie stammen aus:
  - Der Aufbereitung radioaktiver Ausflüsse: Filter, Aktivkohle, Verdampfungskonzentrate, Wasserfilter, Ionentauscherharze, Schlamm...; ;
  - Den Maßnahmen zum Handling der Brennelemente: Bündel, Stabhüllen, Brennelementgestelle...;
  - Den normalen Wartungsmaßnahmen: radioaktive Ausschussteile aus der Mechanik, Werkzeug, Stoffabfälle...;
- Die konventionellen Abfälle sind Abfälle, die in den Bereichen ohne radioaktive Stoffe erzeugt werden. Sie bestehen aus inerten Abfällen (Schutt, Erde...), nicht inerten ungefährlichen Abfällen (Holz, Verpackungen, Papier, Karton, Glas, Kunststoff, Metalle...) , und gefährlichen Abfällen (Lacke, Kohlenwasserstoffabfälle, Asbest...).

WEITERE INFORMATIONEN ÜBER … DEN ZYKLUS DER BRENNELEMENTE IN FRANKREICH

Der Hauptbrennstoff, der in Kernreaktoren verwendet wird, ist Uran, eine natürliche Ressource. Der „Brennelementezyklus“ bezeichnet sämtliche Industrieschritte, die die Brennelemente betreffen, vom Abbau des Erzes bis zur Lagerung der radioaktiven Abfälle aus den verbrauchten Brennstäben.
Der Brennelementezyklus besteht aus drei Schritten:

- Erste Phase des Zyklus: das Uran wird abgebaut, mittels eines chemischen Verfahrens in einen gasförmigen Zustand umgewandelt und angereichert. Dieses Material wird als Kernbrennstofftablette in hermetisch verschlossene Metallrohre eingesetzt, die zu Brennelementbündeln aus angereichertem Natururan (UNE – Uranium naturel enrichi) zusammengebaut werden.
- Zentrale Phase des Zyklus: diese Brennelementbündel werden in die Reaktoren geladen und vier bis fünf Jahre lang verwendet, um elektrischen Strom zu erzeugen.
- Letzte Phase des Zyklus: Nach diesem Zeitraum werden die Brennelementbündel ausgebaut und während einer ersten Phase zum Abbau der Wärme und Radioaktivität im Abklingbecken des Brennelementelagers des Kraftwerks zwischengelagert. Anschließend werden die Brennelementbündel nach der Aufbereitung in einem „geschlossenen Zyklus“ recycelt, wobei die recycelbaren Energieträger der verbrauchten Brennelemente (Plutonium und Uran) extrahiert und nur die Abfälle als solche betrachtet werden, die nicht wiederverwertbar sind.
- Aufgrund der Entscheidung der französischen Regierung für ein Recycling im „geschlossenen Zyklus“ können Ressourcen gespart und das erzeugte Abfallvolumen reduziert werden.



5.7.8.2. Modalitäten und Sektoren für das Abfallmanagement

Die verschiedenen Schritte für das Abfallmanagement sollen die Zumutbarkeit der Abfälle durch den oder die Sektoren gewährleisten, für die sie bestimmt sind, und die jeweiligen Auswirkungen verringern. Die Schritte des Abfallmanagements: Sortierung vor Ort, Sammeln, Prüfen, Verpackung und Abtransport.

- ***Radioaktive Abfälle***

Die radioaktiven Abfälle werden vor Ort nach Ortsdosisleistung (DeD – Débit d'équivalent de dose) – unter oder über 2 mSv/h bei Kontakt –, ihrem physikalischen Zustand (Feststoff oder Flüssigkeit), ihrer physikalischen Art und ihrem Produktionsort sortiert.
Sie werden an verschiedenen Stellen gesammelt, geprüft und verpackt, damit sie die Anforderungen der Spezifikationen des Sektors erfüllen, für den sie bestimmt sind (z. B. Verpackung in Betonverschalungen, Metallfässern oder Kunststoffbehältern für technologische, nur schwach radioaktive Abfälle, im Big-Bag oder Kisten für technologische, nur sehr schwach radioaktive Abfälle).
Die Zwischenlagerbereiche und -anlagen sowie die Zwischenlager-Referenzdauern von radioaktiven Abfällen berücksichtigen die Art und Radioaktivität der Abfälle sowie die Eigenschaften der Anlagen und Bereiche für die dazugehörigen Zwischenlageranlagen und Bereiche.

Nach der Zwischenlagerung werden die Abfälle des Standorts entsprechend ihrer Eigenschaften den jeweiligen Sektoren der nationalen Behörde für die Verwaltung radioaktiver Abfälle (ANDRA – Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs) und von Cyclife France (CENTRACO) zugeführt:

- Der Verbrennungssektor von Cyclife France (**CENTRACO**) zur Aufbereitung sogenannter „technologischer" Abfälle (Vinyl, Papier, Lappen...), Ionentauscherharze, wässrige Ausflüsse, borhaltige Konzentrate, Öle und Lösemittel;
- Der Verbrennungssektor von Cyclife France (CENTRACO) zur Aufbereitung eisenhaltiger Metallabfälle und gemischter Abfälle sowie bestimmter massiver Teile, unter der Voraussetzung der Annahme der Anfrage;
- Der Lagerungssektor der ANDRA mit der Lagerstätte im Departement Aube (CSA – Centre de stockage de l'Aube) oder des Industriezentrums mit Sammelzwischenlager- und -lagerstätte (CIRES – Centre industriel de regroupement d'entreposage et de stockage) sammeln, bereiten ggf. auf und lagern Abfälle mit sehr schwacher bis mittlerer Radioaktivität.

Das Aufbereitungs- und Verpackungszentrum **CENTRACO** (CENtre de TRAitement et de COnditionnement) ist eine Industrieanlage zur Aufbereitung von sehr schwach bis mäßig radioaktiven Abfällen mit kurzer Halbwertszeit.



©EDF
CENTRACO-Lebenszyklus – Trennen mit dem Schneidbrenner vor dem Einschmelzen

Konventionelle Abfälle

Konventionelle Abfälle werden in einer minimalen Entfernung vom Ort ihrer Erzeugung gesammelt. Bestimmte Abfälle werden im Überführungslager für konventionelle Abfälle am Standort gesammelt und zwischengelagert, bevor sie nach einer Kontrolle weitergeleitet werden, die gewährleistet, dass am Standortausgang keine Kontamination vorhanden ist. Die vom Kraftwerk von Blayais für konventionelle Abfälle eingesetzten Sektoren werden in zwei Arten unterteilt: der Abfallbeseitigungssektor und der Wiederverwertungssektor.
Die Wahl des Sektors wird von den zwei folgenden Prinzipien bestimmt:

- Der Hierarchie der Abfallaufbereitungsmethoden, die vorzugsweise in der folgenden Reihenfolge zur Anwendung kommen: Wiederverwendung, Recycling, sonstige Wiederverwertungen (insbesondere für die Wärmegewinnung) und Abfallbeseitigung;
- Dem Prinzip der Standortnähe.

5.7.9.Maßnahmen zur Vermeidung und Minimierung der Auswirkungen und Kompensierungsmaßnahmen

ERC-MESSUNGEN

Die Reihenfolge „Vermeiden, verringern, kompensieren“ (ERC – Éviter, réduire, compenser) soll Umweltschäden vermeiden, diejenigen verringern, die nicht hinreichend vermieden wurden, und nach Möglichkeit die maßgeblichen Auswirkungen kompensieren, die weder vermieden noch hinreichend verringert werden konnten.

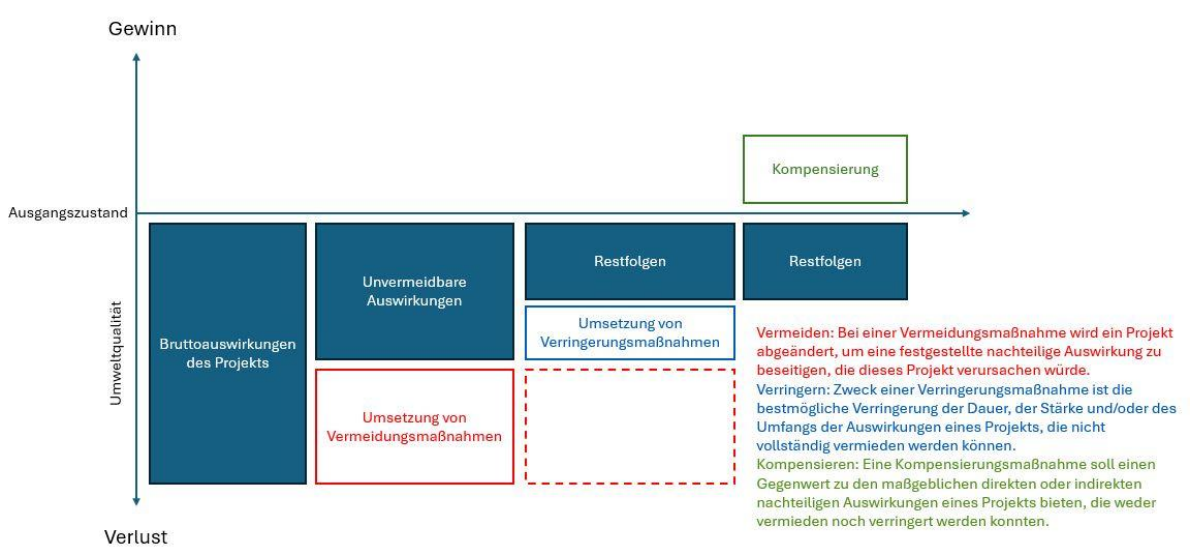


Abbildung der ERC-Sequenz in der französischen Rechtsprechung (Quelle: environnement.gouv.fr)

Luft und Klimafaktoren

Bei der Analyse der Auswirkungen auf Luft und Klimafaktoren wurden Verringerungsmaßnahmen berücksichtigt. Diese Analyse ergibt keine maßgeblichen Auswirkungen auf Luftqualität und Klima, so dass keine zusätzlichen Maßnahmen zur Kompensierung maßgeblicher negativer Folgen vorgeschlagen werden. Außerdem fördern die folgenden ergriffenen Maßnahmen die Begrenzung der CO_2-Freisetzungen hinsichtlich:

- der Personentransporte am Standort von Blayais:
  - Sämtliche Bereitschaftsfahrzeuge am Standort werden elektrisch betrieben;
  - Bereitstellung einer Buslinie seit etwa zehn Jahren;
  - Einrichtung eines Systems zur Förderung von Fahrgemeinschaften im Rahmen des Mobilitätsplan des Standorts durch Bereitstellung einer Austausch-Plattform und spezieller Parkplätze (in Eingangsnähe);
  - 2020 wurden im Rahmen des Implementierungsprogramms der Gruppe EDF EV100 100 Ladesäulen für Elektrofahrzeuge innerhalb der Kraftwerksgrenzen, sowie weitere Ladesäulen am Kraftwerk für Fahrzeuge mit hohem Nutzungsgrad aufgestellt. 2022 wurden weitere Ladesäulen installiert.
- Des Betriebs der Dieselmotoren: Implementierung eines Wartungsprogramms zur Vermeidung bzw. Verringerung der Abgasfreisetzungen. So kann z. B. die Verwendung eines Kraftstoffs mit sehr niedrigem Schwefelgehalt[26] und eines Frostschutzmittel aus Wasser und Glykol Verkokungen und Verlackungen in der Zylinderbohrung der Dieselmotoren begrenzen.

[26] Die Vorschriften fordern einen Schwefelgehalt unter 1 % Masse im schweren Heizöl gemäß der Verordnung vom 25. April 2000 über die Eigenschaften von schwerem Heizöl.

Das Kraftwerk von Blayais hat 2019 einen Dauerplan zur Verringerung von Schwefelhexafluoridaustritten implementiert, der die folgenden Regeln enthält: Suche und Lokalisierung des Lecks, Eindämmung und Behebung, Kontrolle und Prüfung, Implementierung eines Abbauplans.

Oberflächengewässer

Das Kraftwerk von Blayais verfügt über eine Organisation, die einen optimierten Umgang mit der Freisetzung seiner chemischen Ausflüsse in die Oberflächengewässer gewährleistet, und zwar:

- Verringerung an der Quelle der Erzeugung von Ausflüssen, insbesondere durch die Begrenzung der Produktmengen und der Chemikalienkonzentration in den flüssigen Ausflüssen;
- Selektives Sammeln der Ausflüsse, um jeden individuell so effizient wie möglich aufzubereiten oder ggf. sogar wiederzuverwenden;
- Sicherstellung der Leistungsfähigkeit der Ausflussaufbereitungsanlagen;
- Optimierung der Aufbereitung der Leitungssysteme, um die Freisetzungen von Chemikalien auf das absolute Minimum zu reduzieren, ohne jedoch die Wirksamkeit dieser Aufbereitungen zu beeinträchtigen.
- Überwachung der Beachtung der Vorschriften, hauptsächlich hinsichtlich der Modalitäten zur Kontrolle der Ausflüsse vor bzw. während einer Freisetzung und der Überwachung des Umfelds im Bereich des Kraftwerks von Blayais;
- Festlegung von jährlichen Freisetzungszielen unter den vorgeschriebenen Grenzwerten und Anstreben der kontinuierlichen Verbesserung;

Jede der vom Kraftwerk von Blayais implementierte Maßnahme entspricht der jeweils „Besten verfügbaren Technik“ (MTD – Meilleure technique disponible);

Böden und Grundwasser

Die wichtigsten Maßnahmen zur Vermeidung und Minderung der Auswirkungen auf die Böden und das Grundwasser sind dazu bestimmt, die Gefahr des Eindringens in die Böden und das Grundwasser auf ein Minimum zu reduzieren, unter Beachtung der Besonderheiten der gehandhabten Stoffe, die während der Bauphase, des Betriebs und der Wartung der betreffenden Anlagen und Vorrichtungen möglicherweise die Böden und das Grundwasser belasten könnten.
Die Lagerung und Verwendung von Gefahrstoffen unterliegen strengen Vorschriften. So erfolgt die Lagerung unter maximalen Vorbeugungsmaßnahmen, um ihre Freisetzung in die Umwelt zu verhindern (Sammelbecken, Verlagerung in abgedichtete Bereiche). Strategische Bereiche werden für den Fall von Freisetzungen mit Schadstoffsammelsets ausgestattet. Außerdem werden die Mitarbeiter auf die Problematiken hinsichtlich des Umgangs mit Gefahrstoffen hingewiesen. Die Schalwände bilden eine Barriere für die Schwemmlandgrundwasserströmungen und tragen so dazu bei, die Kontamination des Grundwassers im Falle eines versehentlichen Verschüttens im Bereich der Bauwerke zu vermeiden.
Außerdem verfügt das Kraftwerk von Blayais über Mittel zur Vermeidung und Minimierung der potenziellen Auswirkungen des Anlagenbetriebs, die entweder schon bei der Planung oder nachträglich im Rahmen der kontinuierlichen Verbesserung der Anlagen implementiert wurden. Zur effizienten Überwachung des Grundwasserzustands und frühzeitigen Erkennung möglicher Störfälle wurde ein Netzwerk aus Piezometern eingerichtet.

Radioökologie

Die implementierten Entwicklungs- und Betriebsmaßnahmen dienen der Begrenzung der Freisetzungen radiologischer Ausflüsse:

- Durch Verringerung der Schadstoffmengen an der Quelle (Recycling der Ausflüsse des Primärkreises, Verbesserung der Abdichtung der Brennstabhüllen, Brennstabhüllen aus Zirkoniumlegierung, die fast das gesamte bei der Spaltung entstehende Tritium im Innern der Brennstäbe isoliert);
- Durch eine **Filterung** oder spezielle Aufbereitung vor der Freisetzung;
- Durch Optimierung der Aktivitätskonzentration der in den Ausflüssen vorhandenen Radionuklide anhand des **radioaktiven Zerfalls** dieser Radionuklide;
- Durch Steuerung der Freisetzungen.

Die **Filterung** dient dazu, den Großteil der Radionuklide vor ihrer Freisetzung auszufiltern. Die Kernkraftwerke von EDF sind mit hochwirksamen Filtern (THE – Très haute efficacité) ausgestattet.

Der **radioaktive Zerfall** bezeichnet die Verringerung der Radioaktivität eines radioaktiven Stoffs durch spontane Zersetzung im Laufe der Zeit.

Artenvielfalt

Zusätzlich zu den bereits erläuterten Maßnahmen werden spezielle Maßnahmen zugunsten der Fauna und Flora im Rahmen der Entwicklung der Wasserentnahmebauwerke vorgeschlagen, um das Ansaugen von Lebewesen im Bereich der Wasserentnahme zu verhindern. So verhindern z. B. am Eingang der Pumpstation feste Vorfilterungsgitter mit einem Durchlass von 9 cm zwischen den Stangen das Eindringen von schwimmenden Gegenständen und größeren Individuen (> 100 mm). Trotz dieses Konzepts der Wasserentnahme werden Lebewesen angesaugt und von den Drehfiltern (Filtertrommeln) aufgehalten, sobald sie größer als 3 mm sind. Daher wurde ein System zum Abwaschen der Lebewesen mit Niederdruck (1 bar) vor ihrer Zurückleitung in die Umwelt entwickelt und an den acht Filtertrommeln des Standorts installiert, um zu verhindern, dass diese Lebewesen in den Filtern hängen bleiben.
Bezüglich der Vögel und Landlebewesen setzt sich das Kraftwerk von Blayais aktiv an der Seite seiner historischen Partner für den Schutz der lokalen biologischen Vielfalt ein. Seit 1984 unterhält das Kraftwerk eine Partnerschaft mit der Jägervereinigung „Fédération de Chasse de la Gironde“ und weiteren lokalen Akteuren zur Pflege eines Vogelschutzgebiets. Dort werden zahlreiche Aktionen zur Entwicklung eines vielfältigen Mosaiks aus feuchten Lebensräumen und zum Wassermanagement des Standorts durchgeführt, um Wasservögeln während der Überwinterung oder Brutzeit bestmögliche Bedingungen zu bieten.

Bevölkerung und deren Gesundheit

Die Maßnahmen zur Vermeidung und Reduzierung der Auswirkungen der Freisetzungen in die Atmosphäre und die Oberflächengewässer wurden bereits in den vorstehenden Absätzen erläutert.
In Bezug auf die Lärmbelastung werden bereits während der Entwicklungen Maßnahmen zur Verringerung der Lärmbelästigungsquellen ergriffen. An bestimmten Gerätschaften und Anlagen werden Messungen durchgeführt. Es werden auch Maßnahmen zur Begrenzung der potentiellen Lärmbelästigung durch temporäre Anlagen oder Versuche ergriffen (Wahl der am wenigsten störenden Zeitfenster, Durchführungsorte, Wahl der Verfahren oder Gerätschaften, Einrichtung von Lärmschutzvorrichtungen).
Hinsichtlich der Lichtemissionen durch die Beleuchtungen werden Maßnahmen zur Verringerung der Belästigung ergriffen: Ausrichtung der Leuchten zum Kraftwerksstandort hin und auf den Boden, Begrenzung der Beleuchtung auf das für die Sicherheit des Kraftwerksareals nötige Minimum und außerhalb der Arbeitszeiten.

Menschliche Aktivitäten

Die bereits durchgeführte Analyse der Auswirkungen auf die menschlichen Aktivitäten weist keine negativen Einflüsse auf, mit Ausnahme der Fischerei, auf die das Kraftwerk voraussichtlich begrenzte Auswirkungen hat. Die Maßnahmen zur Verringerung dieser möglichen Auswirkungen auf den Fischfang wurden im vorstehenden Abschnitt dargelegt (einschließlich der finanziellen Unterstützung der Tierschutzvereinigungen wie z. B. der Verein zur Wiedereinbürgerung des Aals („Association de repeuplement de l‘anguille“), der Teilnahme an Programmen zur Verbesserung der Kenntnisse und der Bereitstellung von Überwachungsdaten aus der Mündung zugunsten von wissenschaftlichen Studien). Daher werden keine Maßnahmen zur Vermeidung, Verringerung oder Kompensierung maßgeblicher negativer Folgen vorgeschlagen.

- ***Abfallmanagement***

Das Konzept des Standorts von Blayais ermöglicht ein optimiertes Management der Abfälle aus dem Betrieb seiner Anlagen, das auf folgenden Punkten beruht:

- Der Verringerung der Menge und Schädlichkeit der Abfälle an der Quelle;
- Der Sortierung und selektive Sammlung der Abfälle;
- Die Einrichtung von leistungsstarken Aufbereitungsverfahren, die die Annahmespezifikation des oder der Sektoren erfüllen, für die diese Abfälle bestimmt sind.

Die verschiedenen Maßnahmen zur Vermeidung bzw. Minderung der Auswirkungen wurden bei der Analyse der kurz-, mittel- und langfristigen negativen und positiven, direkten und indirekten, zeitweiligen und dauerhaften Auswirkungen der Abfälle berücksichtigt.
Diese Analyse ergibt keine maßgeblichen Auswirkungen, so dass keine zusätzlichen Maßnahmen zur Vermeidung, Verringerung oder Kompensierung maßgeblicher negativer Folgen vorgeschlagen werden.

5.7.10. Auswirkungen der Stilllegung des Kraftwerks auf den Klimawandel

Im Falle einer hypothetischen endgültigen Stilllegung des Kraftwerks verringern sich die Auswirkungen auf die Umwelt unter anderem aufgrund der geringeren Wasserentnahme- und Freisetzungsmengen. Wie bereits erläutert, sorgen das Konzept, die ständigen Verbesserungen, die während des 40jährigen Betriebs implementiert wurden, die Maßnahmen für die Artenvielfalt, die Kontrolle des Betriebs dafür, dass der normale Betrieb des Kraftwerks keine maßgeblichen negativen Auswirkungen auf seine Umwelt verursacht. Seine Stilllegung würde keine nennenswerten Vorteile für die Umwelt bieten. Andererseits würde die Stilllegung des Kraftwerks zu einer deutlichen Zunahme der Treibhausgasfreisetzungen führen,

da die Erzeugung von Strom durch Kernenergie nur sehr wenig Treibhausgase freisetzt. 4 Gramm CO_2-Äquivalent pro kWh gemäß der Lebenszyklusanalyse (ACV) pro kWh aus Kernkraft für den gesamten Lebenszyklus des aktuellen französischen Kraftwerksparks, im Verhältnis zu einem Durchschnittswert von 224 g CO_2/kWh für den europäischen Energiemix (https://www.statistiques.developpement-durable.gouv.fr/edition-numerique/chiffres-cles-du-climat/fr/).

Das Kraftwerk von Blayais erzeugt durchschnittlich 23 TWh/Jahr Strom, wobei weniger als 92.000 Tonnen CO_2 freigesetzt werden.
Im Falle einer endgültigen Stilllegung des Kernkraftwerks von Blayais würde der CO_2-Ausstoß zur Erzeugung der gleichen Menge Strom aus dem europäischen Energiemix um mehr als 5 Millionen Tonnen CO_2[27] ansteigen.

[27]Ausgehend von der CO_2-Absorptionskapazität von ca. 4 T CO_2/ha/Jahr eines Laubwaldes müssten mehr als 1.250.000 Hektar (125 km x 100 km) Wald gepflanzt werden, um die Freisetzung dieser zusätzlichen CO_2-Menge in die Atmosphäre zu kompensieren.



6. BEWERTUNG DER GRENZÜBERSCHREITENDEN AUSWIRKUNGEN

Luftbild des Kraftwerks von Blayais
Copyright Marc Didier – Parker Wayne Philips (PWP)

Im Falle eines Kernreaktorunfalls können potentiell gesundheitsschädliche radioaktive Stoffe in die Umwelt entweichen.

Dieses Kapitel beschreibt die Auswirkungen auf den Menschen und die Umwelt aufgrund eventueller radiologischer Störfälle und Unfälle. Zur Prüfung des Konzepts von Kernkraftanlagen gelten in Frankreich Höchstwerte für die radiologischen Folgen oder Maximaldosiswerte, die unter Berücksichtigung der Häufigkeit von Unfällen festgelegt werden. So gelten zum Beispiel für Störfälle mit mäßiger Häufigkeit (ein Unfall in über 100 Betriebsjahren) Dosen, die durch das französische Sozialgesetzbuch festgelegt sind. Auch zum Beispiel bei sehr hypothetischen schwereren Unfällen mit Kernschmelze müssen die Folgen räumlich und zeitlich begrenzt bleiben und mit dem Management der Situation durch die Behörden kompatibel sein, um die Bevölkerung zu schützen. Daher wurden die Störfälle und Unfälle, auch solche mit Kernschmelze, bei der Entwicklung und dem Betrieb des Kraftwerks berücksichtigt, damit ihre Folgen verringert und eingeschränkt werden können.

Grenzüberschreitende Auswirkungen sind nur bei Unfällen mit Kernschmelze wahrscheinlich. Während des normalen Betriebs oder sonstiger Unfälle sind diese Auswirkungen tatsächlich vernachlässigbar. Ein solcher Unfall mit Kernschmelze ist ein sehr unwahrscheinliches extremes Ereignis, das nur bei einem Ausfall mehrerer Schutzsysteme und Steuerungssysteme des Reaktors auftreten kann. Die Auswirkung der Ausbreitung radioaktiver Stoffe in einem Umkreis von bis zu 1.000 km um das Kraftwerk im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze wurde gemäß dem Prinzip des „Worst Case“ untersucht.

Nach der endgültigen Stilllegung des Reaktors werden die verbrauchten Brennelemente während der Rückbauvorbereitungsphase aus dem Reaktor in das Lagerbecken überführt. Danach ist die Möglichkeit eines Unfalls mit Kernschmelze nicht mehr gegeben (siehe § 4.4).

6.1. Anforderungen hinsichtlich der radiologischen Folgen

6.1.1. Ansatz zur Bewertung der radiologischen Folgen

Um zu prüfen, dass die (in 4 Kategorien eingestuften) zusätzlichen oder Bemessungsstörfälle und -unfälle, oder die Unfälle mit Kernschmelze – auch in einem grenzüberschreitenden Kontext – nur begrenzte radiologische Folgen für die Bevölkerung haben, werden die Ergebnisse der Dosisberechnungen mit den an die untersuchte Situation angepassten Dosisgrenzwerten verglichen. Da die für eine Kernkraftanlage möglichen Auslöser nicht die gleichen Wahrscheinlichkeiten eines Auftretens aufweisen, müssen die erlittenen radiologischen Folgen umso geringer sein, je höher die Wahrscheinlichkeit eines Unfalls ist.

Außerdem werden diese Dosisgrenzwerte auch hinsichtlich des zu betrachtenden Zeitraums untersucht:

- Die Dosis für die kurzfristige Phase des Unfalls, die auf 24 Stunden und auf 7 Tage berechnet wird,
- Und die langfristige Dosis, die für die strahlenempfindlichste Bevölkerung auf 50 Tage berechnet wird.

Diese Dosen werden für die Entfernung berechnet, in der sich bei den Kraftwerken der 900 MWe-Klasse oder den konventionellen Kraftwerken die nächstgelegenen Wohnstätten befinden (650 m bzw. 2, 5 und 10 km). Bei den Reaktoren von Blayais liegen die nächstgelegenen Wohnstätten in einer Entfernung von 900 m.

Die Bewertung der radiologischen Folgen von Unfällen beruht auf einer annehmbar pessimistischen Bewertung der Freisetzungen in die Umwelt, unter Berücksichtigung aller Übertragungswege von den Brennelementen bis zu den Grenzen der Anlagen. Die Dosen aufgrund der freigesetzten radioaktiven Stoffe werden dann auf der Grundlage realistischer Szenarien bewertet, ohne dabei eventuelle Schutzmaßnahmen zu berücksichtigen. Dies betrifft insbesondere die folgenden Dosen:

- Die kurz- oder langfristige Gesamtwirkdosis (oder Gesamtkörperdosis)
- Die für die kurzfristige Phase geschätzte schilddrüsenäquivalente Dosis.

Die Bewertung der Wirkdosen berücksichtigt alle internen und externen Expositionswege (Wolke, Ablagerungen, Einatmen und Verschlucken).

Um die Auswirkungen der freigesetzten Radioaktivität auf den Menschen und die Umwelt möglichst umfassend beurteilen zu können, wird die Messung der Dosen durch eine Bewertung des Abstands vervollständigt, unter dem die Kontamination der Nahrungsmittel (insbesondere bei Milch und Pflanzen) die in der Europäischen Union geltenden Grenzwerte für die Vermarktung überschreitet (maximal zulässige Level (NMA – Niveaux maximaux admissibles)).

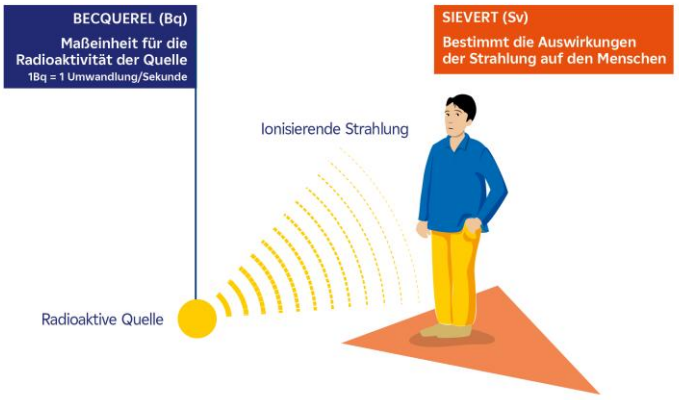
Alle diese Dosimetriebewertungen berücksichtigen die Unsicherheiten aufgrund mangelnder Kenntnisse. Es wurden keine Kenntnislücken festgestellt, die eine aussagekräftige Bestimmung dieser Dosen verhindern könnten, deren Ergebnisse im Folgenden näher beschrieben werden.

6.1.2. Anforderungen an die Ergebnisse

Bezugswerte der maximalen radiologischen Folgen:

- 1. Kategorie – Normalbetrieb: Einhaltung der vom französischen Sozialgesetzbuch festgelegten Dosisgrenzwerte; die Beachtung dieser Werte wird durch die Einhaltung der in den Beschlüssen der Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection (ASNR – Behörde für nukleare Sicherheit und Strahlenschutz) festgelegten Freisetzungsgrenzwerten für radioaktive Stoffe gewährleistet.
- 2. Kategorie – Mäßig häufige Störfälle: Beachtung der dem Kraftwerk zugestandenen jährlichen Freisetzungen für jeden Störfall der 2. Kategorie. Die Auswirkungen dieser Freisetzungen übersteigen an der Standortgrenze nicht den Wert von 1 mSv/Jahr.
- 3. Kategorie – Sehr selten auftretende Unfälle: kurzfristige Wirkdosis < 10 mSv.
- 4. Kategorie – Hypothetische Unfälle: kurzfristige Wirkdosis < 50 mSv.
- Zusätzliche Ereignisse und Unfälle: kurzfristige Wirkdosis < 50 mSv.

MAßEINHEITEN DER RADIOAKTIVITÄT



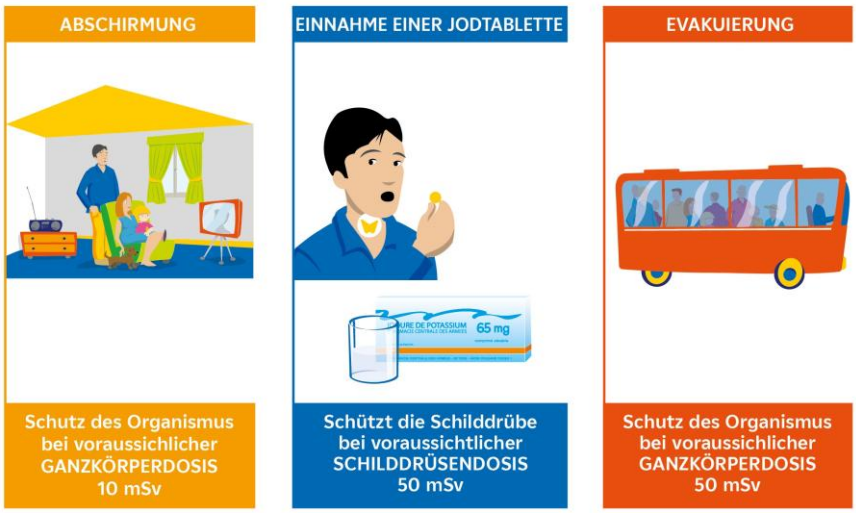
Diese Beschreibung beschränkt sich auf die am häufigsten verwendete Einheiten:

- Das **Becquerel (Bq)** misst die Radioaktivität der Quelle, d. h. die Anzahl Kernumwandlungen pro Sekunde. Diese Einheit ist extrem klein: Die Radioaktivität von Granit beispielsweise beträgt 1.000 Bq/kg.
- Das **Sievert (Sv)** gibt die Auswirkungen der Strahlung auf den Menschen an. Die Exposition wird im Allgemeinen in Millisievert (mSv) oder Mikrosievert (µSv) angegeben.

Beispiel: in Frankreich liegt die Exposition einer Person durch natürliche Radioaktivität im Durchschnitt bei 3 mSv pro Jahr.

Im Hinblick auf die **kontinuierliche Verbesserung** zielt die 4. periodische Sicherheitsüberprüfung darauf ab, möglichst bei allen Bemessungsunfällen oder zusätzlichen Ereignissen oder Unfällen auf die Implementierung von Schutzmaßnahmen für die Bevölkerung (Abschirmung, Evakuierung, Verabreichung von stabilem Jod) verzichten zu können Die Ergebnisse werden mit Bezugswerten verglichen, die den Einsatzleveln bei radiologischen Notstandssituationen entsprechen:

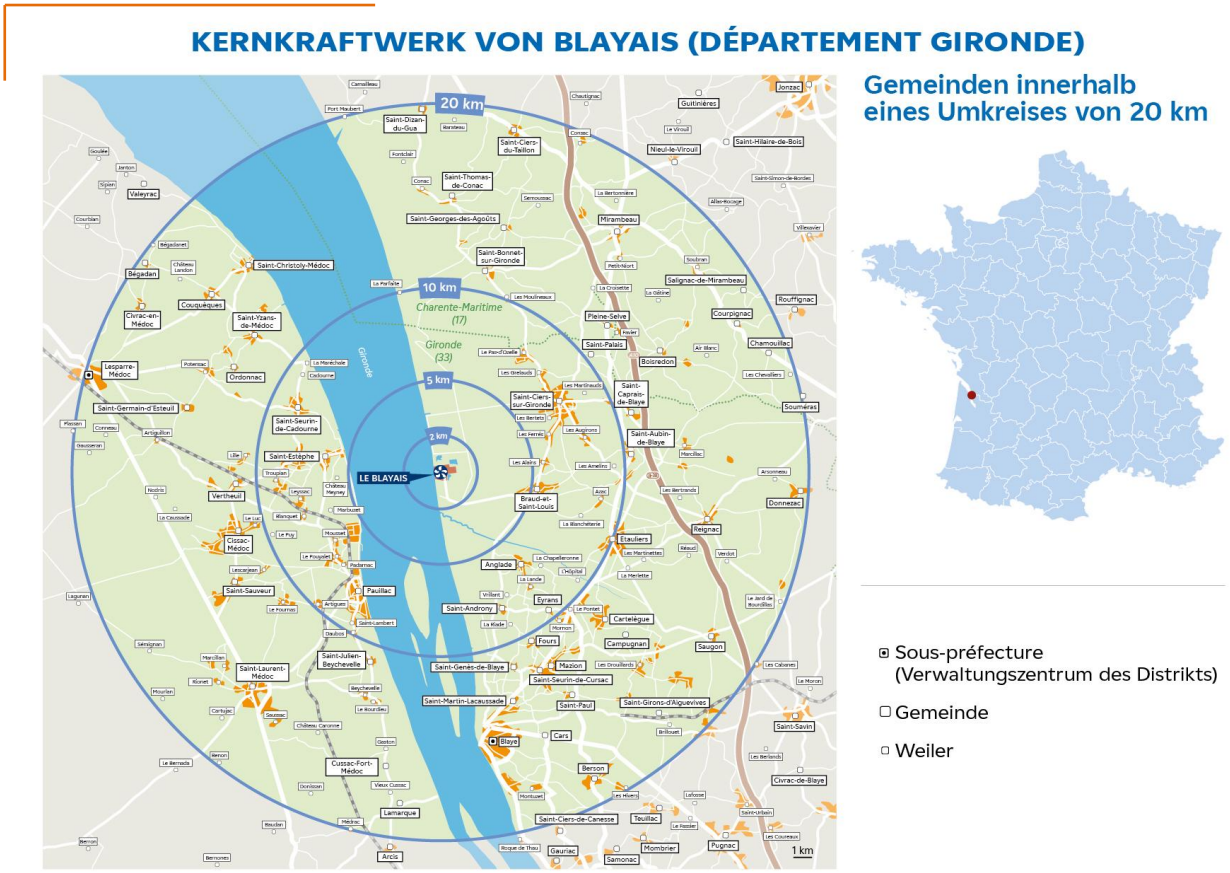
- Eine Wirkdosis von 10 mSv für die Abschirmung,
- Eine Wirkdosis von 50 mSv für die Evakuierung,
- Eine schilddrüsenequivalente Dosis von 50 mSV für die Verabreichung von stabilem Jod.



Bei den **langfristigen Gesamtwirkdosen** aus Unfällen entspricht der festgelegte Referenzwert dem Dosisgrenzwert aus dem französischen Arbeitsgesetzbuch, d. h. 1 Sv (Grenzwert im Verhältnis zu der von einem Arbeitnehmer für die Gesamtlebensdauer erhaltene Gesamtwirkdosis bei radiologischen Notstandssituationen, Artikel R. 4451-9).

6.2. Radiologische Folgen

Die folgende Karte zeigt die Bereiche, die von den in diesem Abschnitt genannten Abständen betroffen sind.



6.2.1. Radiologische Folgen der Bemessungsunfälle

Ergebnisse für Störfälle der 2. Kategorie

Die Störfälle der 2. Kategorie entsprechen auslösenden Ereignissen mit einem mäßigen jährlichen Aufkommen im Laufe der Lebensdauer des Kraftwerks (ein Störfall für maximal 100 Betriebsjahre), die zur Implementierung eines Schutzsystems führen. In diesen Szenarien ist die Integrität der Schutzhüllen gewährleistet.

Die Werte der Gesamtwirkdosen und kurzfristigen schilddrüsenäquivalenten Dosen für die strahlenempfindlichsten Bevölkerungsgruppen liegen in einem Abstand von 650 m (erste Wohnstätten bei sämtlichen Kraftwerken der 900 MWe-Klasse) in der Größenordnung einiger Dutzend µSv und damit weit unter dem Bezugswert der 2. Kategorie. Die kurzfristigen Ergebnisse der Studien über die radiologischen Folgen von Unfällen der 2. Kategorie werden nachfolgend für die in dieser Kategorie beschriebenen Szenarien zusammengefasst:

	Kurzfristige Gesamtwirkdosis
Bezugswerte	1 mSv
Verlust aller externen Stromversorgungen	$5{,}0\ 10^{-4}$ mSv
Unbeabsichtigtes Öffnen eines Ventils im Sekundärkreis (OISS) oder Bruch einer Dampfleitung	$1{,}5\ 10^{-3}$ mSv

Bei Störfällen der 2. Kategorie ist die Gesamtwirkdosis im Bereich der ersten Wohnstätten für alle Kraftwerke der 900 MWe-Klasse auf $5{,}3\ 10^{-2}$ mSv/Jahr begrenzt.

Ergebnisse für Unfälle der 3. Kategorie

Die Unfälle der 3. Kategorie entsprechen auslösenden Ereignissen mit einem geringen jährlichen Aufkommen im Laufe der Lebensdauer des Kraftwerks (ein Unfall für 100 bis 10.000 Betriebsjahre), die zu begrenzten Sachschäden an einem geringen Prozentsatz der Brennelementbündel führen können. Die geometrische Struktur des Reaktorkerns bleibt bestehen, so dass seine Kühlung weiterhin gewährleistet ist. Die Integrität der Reaktorschutzhülle bleibt bestehen, der Bruch einer Leitung des Dampferzeugers führt lediglich zur Umgehung der 3. Schutzhülle.

Folgende kurzfristige radiologische Folgen solcher Unfälle der 3. Kategorie für die strahlenempfindlichsten Bevölkerungsgruppen in einem Abstand von 650 m (erste Wohnstätten bei sämtlichen Kraftwerken der 900 MWe-Klasse) sind möglich:

	Gesamtwirkdosis	Schilddrüsenäquivalente Dosis
Bezugswerte	10 mSv	50 mSv
Verlust des Kältemittels im Primärkreis (kleiner Riss mit einem Durchmesser von max. 25 mm)	$5{,}7\ 10^{-3}$ mSv	$1{,}0\ 10^{-1}$ mSv
Entnahme eines einzigen Bündels zur Leistungsregelung	$9{,}1\ 10^{-1}$ mSv	6,9 mSv
Bruch des Behälters zur Volumen- und Chemikalienprüfung	$3{,}1\ 10^{-2}$ mSv	$3{,}0\ 10^{-4}$ mSv
Bruch des Behälters zur Lagerung gasförmiger Ausflüsse	$1{,}9\ 10^{-1}$ mSv	$2{,}0\ 10^{-2}$ mSv
Bruch einer Leitung des Dampferzeugers (RTGV – Rupture de tube de générateur de vapeur)	$8{,}9\ 10^{-1}$ mSv	7,9 mSv

Die langfristigen radiologischen Folgen werden für Erwachsene in einer Entfernung von 2 km vom Freisetzungspunkt über eine Dauer von 50 Jahren nach dem Unfall bewertet. Die für einen „Worst Case"-Unfall der 3. Kategorie gemessenen Dosen liegen innerhalb der Grenzen der Bezugswerte: Beim Bruch einer Leitung des Dampferzeugers der 3. Kategorie liegt die Gesamtwirkdosis bei ca. 4 mSv.

Ergebnisse für Unfälle der 4. Kategorie

Die Unfälle der 4. Kategorie entsprechen hypothetischen auslösenden Ereignissen (ein Unfall für 10.000 bis 1.000.000 Betriebsjahre). Diese Unfälle betreffen die Reaktorschutzhülle und können zur Beschädigung der Brennelementbündel führen. Die geometrische Struktur des Reaktorkerns wird dennoch nicht beschädigt, so dass die Reaktorkernkühlung hinreichend gewährleistet ist und die Systeme verfügbar bleiben, die die Folgen des Unfalls einschränken sollen.

Folgende kurzfristige radiologische Folgen solcher Unfälle für die strahlenempfindlichsten Bevölkerungsgruppen in einem Abstand von 650 m (erste Wohnstätten bei sämtlichen Kraftwerken der 900 MWe-Klasse) sind möglich:

	Gesamtwirkdosis	Schilddrüsenäquivalente Dosis
Bezugswerte	50 mSv	50 mSv
Unfall beim Handling der Brennelemente	2,6 mSv	1,3 mSv
Umfangreicher Bruch einer Dampfleitung	$2{,}0\ 10^{-2}$ mSv	$1{,}4\ 10^{-1}$ mSv
Blockieren des Rotors einer Primärkreispumpe	$4{,}0\ 10^{-1}$ mSv	3,6 mSv
Auswurf eines Bündels zur Leistungsregelung	1,2 mSv	10 mSv
Bruch einer Leitung des Dampferzeugers, zusammen mit dem Blockieren eines Ventils in geöffneter Stellung (RTGV Kategorie IV)	7,2 mSv	100 mSv
Unfall mit Verlust von Primärkreiskältemittel (APRP – Accident de perte réfrigérant primaire)	3,5 mSv	35 mSv

Ein Unfall mit Bruch einer Leitung des Dampferzeugers führt zu einer schilddrüsenäquivalenten Dosis von weniger als 50 mSv in einer Entfernung von mehr als 1 km. Um das Überschreiten des Bezugswerts der schilddrüsenäquivalenten Dosis einzuschränken, wurden Maßnahmen zur Risiken-Begrenzung ergriffen. Dabei handelt es sich insbesondere um die Verringerung des Radioaktivitätsgrenzwerts des Primärkreiswassers und die Änderung der von einem solchen Unfall betroffenen Leitung (siehe Abs. 6.3.1).

Die langfristigen radiologischen Folgen werden für Erwachsene in einer Entfernung von 2 km vom Freisetzungspunkt über eine Dauer von 50 Jahren nach dem Unfall bewertet. Die für einen „Worst Case"-Unfall der 4. Kategorie gemessenen Dosen liegen innerhalb der Grenzen der Bezugswerte: Beim Bruch einer Leitung des Dampferzeugers (RTGV) der 4. Kategorie liegt die Gesamtwirkdosis unter 30 mSv für den kompletten Organismus.

Schlussfolgerungen für den Bemessungsbereich

Bei Unfällen der 2. Kategorie sind die radiologischen Folgen im Bereich der ersten Wohnstätten gering (kurzfristige Wirkdosis weit unter 1 mSv).

Bei Unfällen der 2. Kategorie überschreitet die Kontaminierung der Nahrungsmittel für den menschlichen Verzehr in einer Entfernung von mehr als 1 km nicht die Vermarktungsgrenzwerte und liegt nach einem Jahr unter diesem Grenzwert.

Die Ziele hinsichtlich der radiologischen Folgen der Unfälle der 3. und 4. Kategorie werden erreicht. Im Anschluss an die für dieses Szenario festgestellte Überschreitung des Bezugswerts für die schilddrüsenäquivalente Dosis in einer Entfernung von weniger als 1 km von den Reaktoren wurden die Ergebnisse des Bruchs einer Leitung des Dampferzeugers (RTGV) der 4. Kategorie durch Maßnahmen zur Begrenzung der Risiken verbessert. Die Maßnahmen zur Risikobegrenzung werden im Abs. 6.3.1 beschrieben.

Bei den Situationen der 3. und 4. Kategorie führt nur das Szenario des Bruchs einer Leitung des Dampferzeugers (RTGV) der 4. Kategorie zu einer Kontaminierung der Nahrungsmittel, aufgrund der die Vermarktungswerte in einer Entfernung von 10 km nach 7 Tagen überschritten werden. Diese Situation wäre zeitlich begrenzt: Unabhängig von dem betrachteten Unfall liegen nach 2 Jahren die maximal zulässigen Level (NMA – Niveaux maximaux admissibles) unter den jeweiligen Grenzwerten.

- ***Grenzüberschreitende Auswirkungen der Bemessungsunfälle***

In Anbetracht der jeweiligen Entfernungen für die nachfolgend geschätzten Auswirkungen werden im Falle eines Bemessungsunfalls keine besonderen Auswirkungen auf die Nachbarstaaten erwartet, weder kurzfristig, noch auf lange Sicht infolge der Schadstoffkumulierung.

6.2.2. Radiologische Folgen der zusätzlichen Unfälle

Untersuchungen der zusätzlichen Unfälle waren zum Zeitpunkt der ursprünglichen Entwicklung der Kernreaktoren von Blayais nicht vorgesehen. Diese Untersuchungen behandeln Kumulierungsszenarien, die von den als plausibel betrachteten Störungen unabhängig sind, obgleich sie nur sehr selten auftreten (mindestens ein Unfall alle ca. 5.000.000 Betriebsjahre). Die Szenarien zeichnen sich durch die Häufigkeit ihres Auftretens aus, die im Rahmen von Wahrscheinlichkeitsstudien zur nuklearen Sicherheit (EPS – Étude probabiliste de sûreté) ermittelt wurden. Anschließend wird zur Absicherung dieser Situationen aus kumulierten Störungen eine zusätzliche Maßnahme festgelegt und durch Anforderungen an die nukleare Sicherheit vervollständigt, um die funktionale Verfügbarkeit zu gewährleisten und so die Häufigkeit dieses Szenarios zu verringern. Diese Vorgehensweise hat zur Ermittlung von über 30 bei der Entwicklung nicht geplanten Verbesserungsmaßnahmen geführt.

Die Untersuchungen zu den radiologischen Folgen der zusätzlichen Unfälle dient dazu, die nukleare Sicherheit der Anlage nachzuweisen und sicherzustellen, dass ihre radiologischen Folgen aufgrund der Häufigkeit ihres Auftretens die Bezugswerte der 4. Kategorie der Bemessungsunfälle erfüllen.

Ziel der Berechnung der radiologischen Folgen der zusätzlichen Unfälle ist der Nachweis, dass die Freisetzungen von radioaktiven Stoffen außerhalb des Kraftwerks aufgrund der Implementierung der festgelegten zusätzlichen Maßnahmen nur begrenzte Folgen für die Bevölkerung und die Umwelt aufweisen.

Die Ergebnisse der Untersuchungen der radiologischen Folgen der zusätzlichen Unfälle werden im Folgenden zusammengefasst. Bei den nicht genannten Unfällen wurden die radiologischen Folgen in die bereits beschriebenen aufgenommen.

Folgende kurzfristige radiologische Folgen solcher Unfälle für die strahlenempfindlichsten Bevölkerungsgruppen in einem Abstand von 650 m (erste Wohnstätten bei sämtlichen Kraftwerken der 900 MWe-Klasse) sind möglich:

	Gesamtwirkdosis	Schilddrüsenäquivalente Dosis
Bezugswerte	50 mSv	50 mSv
Unfall mit Verlust des Kühlsystem des stillgelegten Reaktors (RRA – Refroidissement du réacteur à l'arrêt)	$2{,}3\ 10^{-1}$ mSv	3,8 mSv
Verlust der Kühlung des Beckens im Brennelementelager	$8{,}5\ 10^{-3}$ mSv	$1{,}5\ 10^{-1}$ mSv
Unfall mit Verlust aller externer Stromversorgungen (PTAE – Perte totale des alimentations électriques)	$3{,}6\ 10^{-2}$ mSv	$2{,}2\ 10^{-1}$ mSv

Die langfristigen radiologischen Folgen werden für Erwachsene in einer Entfernung von 2 km vom Freisetzungspunkt über eine Dauer von 50 Jahren nach dem Unfall bewertet. Die für einen „Worst Case"-Zusatzunfall gemessenen Dosen liegen innerhalb der Grenzen der Bezugswerte: Beim Verlust des Kühlsystem des stillgelegten Reaktors (RRA – Refroidissement du réacteur à l'arrêt) liegt die Gesamtwirkdosis unter 1,0 mSv für den kompletten Organismus.

Die ermittelten Dosen liegen innerhalb der Bezugswerte für zusätzliche Unfälle; für die Bevölkerung sind keine Schutzmaßnahmen erforderlich.

Bei zusätzlichen Situationen überschreitet die Kontaminierung der Nahrungsmittel für den menschlichen Verzehr in einer Entfernung von mehr als 5 km nach 7 Tagen nicht die Vermarktungsgrenzwerte; nach einem Jahr beträgt diese Entfernung nicht einmal mehr 1 km.

- ***Grenzüberschreitende Auswirkungen der zusätzlichen Unfälle***

In Anbetracht der jeweiligen Entfernungen für die nachfolgend geschätzten Auswirkungen werden im Falle eines zusätzlichen Unfalls keine besonderen Auswirkungen auf die Nachbarstaaten erwartet, weder kurzfristig, noch auf lange Sicht infolge der Schadstoffkumulierung.

6.2.3. Radiologische Folgen möglicher Unfälle mit Kernschmelze

Aufgrund der Maßnahmen, die bei der ursprünglichen Entwicklung des Reaktors ergriffen wurden, sowie derjenigen, die während des Betriebs implementiert werden, insbesondere im Rahmen der periodischen Sicherheitsüberprüfungen (siehe Abs. 6.3.4), ist das Auftreten eines Unfalls mit Reaktorkernschmelze sehr unwahrscheinlich, da dies das Scheitern der implementierten Vorbeugungsmaßnahmen voraussetzt. Dennoch wurden die Folgen eines solchen „hypothetischen Unfalls mit Reaktorkernschmelze" für die Level 4 und 5 des Tiefenabwehrkonzepts untersucht (siehe Abs. 4.2.1). Für diese Studien wird von einem Unfall mit Reaktorkernschmelze ausgegangen, d. h., dass eine Ereignisfolge zur mindestens teilweisen Schmelze des Reaktorkerns geführt hat, und dass außer dem Verlust der ersten Schutzhülle (Brennstäbe) auch der Verlust der zweiten Schutzhülle (Primärkreis einschließlich Becken) möglich ist.

Kernschmelzebedingte Ereignisse in Verbindung mit dem Verlust der zwei ersten Schutzhüllen

Der langanhaltende Verlust der Reaktorkernkühlung kann zu Unfällen mit Brennelementschmelze führen, wenn das Becken kein Wasser mehr enthält. Dann können die Brennelemente im Becken Temperaturen erreichen, die nicht nur zum Schmelzen des Metalls der Brennelemente (Brennstofftabletten und Hüllen) führen, sondern auch der sonstigen benachbarten Metallteile (Bündel oder Strukturen) bis zum Durchbruch des Beckenbodens.
Das dickflüssige Metallagglomerat aus diesem Prozess wird als **Corium** bezeichnet.

Unfälle mit Reaktorkernschmelze stoßen komplexe physikalische Vorgänge an und können zur Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umwelt führen. Bestimmte physikalische Vorgänge können in diesen Situationen insbesondere zum Ausfall der dritten Schutzhülle führen, wenn keine geeigneten Maßnahmen vorhanden sind.

Freisetzungen als mögliche Folgen eines solchen Unfalls mit Reaktorkernschmelze hängen von zahlreichen Parametern ab, unter anderem die Bestückung des Reaktorkerns mit Spaltungsprodukten, die Kinetik der Freisetzung von Radionukliden innerhalb der Hülle, ihr Typ (Gase oder Aerosole), ihr Verhalten innerhalb der Hülle (Anhäufung, chemische Reaktion, Ablagerung), die Freisetzungsmengen, die in die Umwelt gelangen. Zur Bewertung der bei einem Unfall mit Kernschmelze freigesetzten Radioaktivität werden verschiedene Parameter betrachtet, die die Freisetzungen in die Umwelt erhöhen, sowie die komplette Schmelze des Reaktorkerns. Daher werden Margen angesetzt, um eine nachteilige Berechnung sicherzustellen.

Die folgenden **kurzfristigen** radiologischen Folgen (7 Tage) dieser Unfälle betreffen die strahlungsempfindlichsten Bevölkerungsgruppen:

Gesamtwirkdosis in 2 km	Gesamtwirkdosis in 5 km	Schilddrüsenäquivalente Dosis in 10 km
28,5 mSv	4,7 mSv	13,4 mSv

Unter Berücksichtigung der mit den Bevölkerungsschutzmaßnahmen verknüpften Grenzwerte (siehe Abs. 6.1.2) zeigen diese Ergebnisse, dass bei einem solchen Unfall mit Kernschmelze nach 7 Tagen in einem Umkreis von über 2 km keine Evakuierungsmaßnahmen erforderlich sind und dass die Abschirmung in einem Umkreis von über 5 km bzw. die Verabreichung von stabilem Jod in einem Umkreis von über 10 km ebenfalls nicht nötig ist.

Außerdem beträgt der Wert der **langfristigen** radiologischen Folgen für Erwachsene in einer Entfernung von 10 km vom Freisetzungspunkt über eine Dauer von 50 Jahren nach dem Unfall 18,7 mSv.

Abschließend belegen die Bewertungen einer extremen Unfallsituation mit Kernschmelze, dass die bei der Entwicklung zur Verringerung der Folgen auf die Umwelt ergriffenen Maßnahmen (siehe Abs. 6.3.4) die Kontaminierung der landwirtschaftlichen Flächen räumlich und zeitlich begrenzen (Umkreis von weniger als 20 km nach einem Jahr).

Grenzüberschreitende Auswirkungen der Unfälle mit Kernschmelze

Die grenzüberschreitenden Auswirkungen durch die atmosphärische Ausbreitung radioaktiver Stoffe sollten im Hinblick auf die länderspezifischen radiologischen Konsequenzen betrachtet werden, die als langfristige (50 Jahre) Gesamtwirkdosis (oder Gesamtkörperdosis) für Kinder und Erwachsene ausgedrückt wird. Die folgende Tabelle zeigt diese Auswirkungen für die Länder bis zu einem Umkreis von 1.000 km um das Kraftwerk von Blayais, einschließlich der „Worts Case"-Ergebnisse, die für jedes Land festgestellt werden.

Die Berechnungen zur Langstreckenausbreitung der Emissionen des Kraftwerks von Blayais in der Atmosphäre werden auf der Grundlage der atmosphärischen Übertragungskoeffizienten geschätzt, die aus meteorologischen Beobachtungen während eines Zeitraums von 5 Jahren stammen. Diese Koeffizienten berücksichtigen die Topographie, die Wetterbedingungen (hauptsächlich den Wind) und den zunehmenden Abbau der Konzentrationen durch Ablagerungsprozesse je weiter sich die Emissionen von der Quelle entfernen.

		Langfristige Gesamtwirkdosis, Hüllwert (mSv)			
Land	Mindestentfernung zur Quelle (km)	Kleinkinder [1 Jahr bis 2 Jahre]	Kinder [2 Jahre bis 7 Jahre]	Ältere Kinder [7 Jahre bis 12 Jahre]	Erwachsene [17 Jahre und mehr]
Spanien	225	0,09	0,09	0,09	0,08
Schweiz	525	0,05	0,05	0,05	0,05
Italien	570	0,03	0,03	0,03	0,02
Vereinigtes Königreich	595	0,06	0,06	0,05	0,05
Portugal	600	0,02	0,02	0,02	0,02
Belgien	635	0,07	0,07	0,06	0,06
Deutschland	680	0,04	0,04	0,04	0,04
Luxemburg	685	0,06	0,07	0,06	0,06
Niederlande	775	0,05	0,05	0,05	0,05
Liechtenstein*	810	0,02	0,02	0,02	0,02
Österreich	815	0,02	0,02	0,02	0,02
Irland	870	0,03	0,03	0,03	0,03
Slowenien	1095	0,01	0,01	0,01	0,01
Tschechische Republik	1100	0,02	0,02	0,02	0,02
Kroatien	1105	0,01	0,01	0,01	0,01
Dänemark	1275	0,02	0,02	0,02	0,02

(*): Die Schätzungen für Liechtenstein werden aus den Ergebnissen für die Schweiz und Österreich berechnet.

Vergleichsweise liegt in Frankreich die Exposition einer Person durch natürliche Radioaktivität im Durchschnitt bei 3,0 mSv pro Jahr. Der europäische Durchschnitt beträgt 3,2 mSv pro Jahr; er schwankt je nach Land zwischen 1,5 und 6,2 mSv pro Jahr.

Der Dosishüllwert wird für Spanien ermittelt und beträgt ca. 0,09 mSv über 50 Jahre für die jüngsten Bevölkerungsgruppen (Kinder unter 12 Jahren). Vergleichsweise beträgt die natürliche Radioaktivität in Spanien 3,1 mSv pro Jahr.

Da die radiologischen Dosen mit zunehmender Entfernung abnehmen, sind die radiologischen Folgen geringer in Ländern, die weiter entfernt als die bereits genannten liegen.

Aufgrund der oben aufgeführten Ergebnisse wären die grenzüberschreitenden Auswirkungen durch die atmosphärische Ausbreitung radioaktiver Stoffe sowohl kurzfristig, als auch langfristig durch Kumulierung im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze in einem der vier 900 MWe-Reaktoren des Standorts von Blayais sehr begrenzt oder sogar vernachlässigbar.

6.3. Messung von Begrenzung der radiologischen Risiken

Angesichts des im Abs. 4.2.1 erläuterten nuklearen Sicherheitsansatzes, wurden bei der Entwicklung der Anlage zahlreiche Maßnahmen implementiert, um die Risiken zu verringern, die aus den radiologischen Folgen hervorgehen. Diese Entwicklungsmaßnahmen wurden durch zusätzliche Maßnahmen vervollständigt, um das Risiko bestimmter Unfälle zu verringern, die durch die Kumulierung von Störungen entstehen. Die Reaktoren von Blayais waren bereits mehrfach Gegenstand von periodischen Sicherheitsüberprüfungen, Erfahrungsrückflüssen und Ergebnissen kontinuierlicher Verbesserungen, die diese Vorkehrungen mit dem Ziel ergänzen, den sicheren Zustand des Reaktors zu gewährleisten.

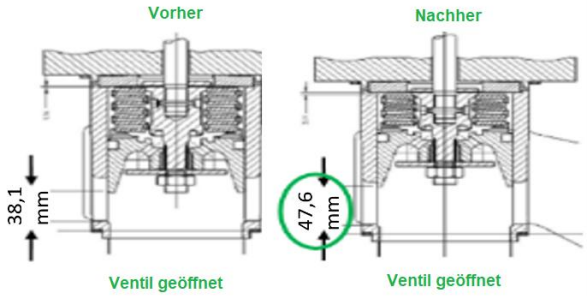
In Anbetracht der ehrgeizigen Ziele von EDF, die von der ASNR während der Vorbereitung dieser Ziele festgelegt wurden (siehe Abs. 1.2 und 2.3.1), waren zahlreiche Maßnahmen zur Begrenzung der radiologischen Risiken im Rahmen der 4. periodischen Sicherheitsüberprüfung erforderlich.

6.3.1. Wichtigste Maßnahmen bezüglich der Unfälle ohne Kernschmelze

Im Folgenden sind die wichtigsten Betriebs- und/oder Entwicklungsmaßnahmen im Rahmen der 4. periodischen Sicherheitsüberprüfung von Blayais aufgeführt, die dazu beitragen, die radiologischen Folgen der Unfälle ohne Kernschmelze zu verringern:

- Steigerung der Durchflussmengen der Ventile für den Dampfablass

Beschreibung der Maßnahme
Bei einer Unfallsituation wird die Kapazität der Ventile des GCTa-Leitungssystems zur Dampffreisetzung in die Atmosphäre gesteigert, damit der Reaktor schneller gekühlt und die Dauer des Unfalls und die damit einhergehenden eventuellen radioaktiven Freisetzungen begrenzt werden kann. Dazu wurde der innere Aufbau des GCTa-Ventils geändert.



Pädagogikhinweise
Das sogenannte GCTa-Leitungssystem dient der Freisetzung des von den Dampferzeuger erzeugten Dampfs direkt in die Atmosphäre. Es steuert die Kühlung des Reaktors durch die Dampferzeuger wenn der erzeugte Dampf nicht reicht, um die Turbine anzutreiben oder die Turbine nicht verfügbar ist. Es wird bei jeder Stillsetzung und bei jedem Hochfahren verwenden. Es wird auch bei Störfällen oder Unfällen zur Kühlung des Reaktors eingesetzt.

- Senkung des Radioaktivitätsgrenzwerts des Wassers im Primärkreis

Beschreibung der Maßnahme
Die Reaktoren von Blayais enthalten in ihren Betriebsspezifikationen die Senkung des Radioaktivitätsgrenzwerts des Primarkreises in Jod-131-Äquivalent bei den Leistungswechseln im Normalbetrieb von 150 auf 80 GBq/T. Ziel ist der Betrieb der Reaktoren mit einem gesteigerten radiologischen Reinheitslevel des Primärkreiswassers, um insbesondere die radiologischen Folgen eines Unfalls 4. Kategorie mit Dampferzeugerrohrbruch (RTGV – Rupture de tube de générateur de vapeur) zu verringern.

Pädagogikhinweise
Das Primärkreiswasser ist nur schwach radioaktiv. Die Radioaktivität ist durch die technischen Entwicklungsgrenzen der Brennelementhüllen bedingt. Die Anforderungen hinsichtlich der radiologischen Reinheit des Primärkreises gewährleisten auch die Überwachung der Unversehrtheit der Brennelementbündel.

Mit dieser Maßnahme können die Radioaktivität eventuell freigesetzter radioaktiver Stoffe und deren radiologische Folgen (Wirkdosis und kurzfristiges Schilddrüsenäquivalent sowie mittelfristige und langfristige Wirkdosis) bei allen Unfällen ohne Bruch der Brennelementhülle verringert werden, einschließlich des „Worst Case"-Unfalls mit Dampferzeugerrohrbruch.

- Änderung der Steuerung eines Unfalls mit Dampferzeugerrohrbruch (RTGV 4.)

Beschreibung der Maßnahme
EDF hat zur Verbesserung der Stillegungsbedingungen des Notkühlsystems eine Weiterentwicklung der Steuerung des Übergangs bei Dampferzeugerrohrbruch RTGV 4. in die Wege geleitet. Diese Weiterentwicklung, die aufgrund der Schlussfolgerungen der allgemeinen Phase der 4. Sicherheitsüberprüfung auch von der Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection (ASNR – Behörde für nukleare Sicherheit und Strahlenschutz) gefordert wird, verringert in der RTGV 4.-Studie des Kernsicherheitsbericht die Freisetzung von Flüssigkeiten um mehrere Dutzend m³.
Außerdem wurden bereits Maßnahmen zur Begrenzung der Flüssigkeitsfreisetzungsmengen implementiert:

- Automatische Absperrung der Wassernachspeisung des gestörten Dampferzeugers durch das Notspeisesystem der Dampferzeuger (ASG – Alimentation de secours des générateurs), um das Risiko von Flüssigkeitsfreisetzungen zu verringern.
- Entleeren des gestörten Dampferzeugers durch den Bediener anhand des Ablasssystems der Dampferzeuger (APG).

Pädagogikhinweise
Das Notkühlsystem ist ein Nachspeisesystem des Primärkreises zur Kompensierung von Wasserverlusten in Unfallsituationen mit Bruch des Primärkreises oder der Leitungen eines Dampferzeugers. Es startet in den meisten Fällen automatisch. Das Ausschalten erfolgt durch eine Handlung des Bedieners, die durch Kriterien bezüglich der ordnungsgemäßen Steuerung des vorhandenen Primärkreiswassers bedingt ist.

- Verwendung des EAS-ND-Systems als Ersatz für die RIS/EAS-Systeme

Beschreibung der Maßnahme
Bei einer Störung der RIS/EAS-Systeme zur Verwaltung eines Unfalls mit Verlust von Primärkreiskältemittel (APRP – Accident de perte réfrigérant primaire) kann die Verwendung des Notspeisesystems EAS-ND den Wasserbestand im Primärkreis aufrechterhalten und so die Freisetzung von Schadstoffen verhindern, die durch einen Unfall mit Kernschmelze entstehen. Die radiologischen Folgen der sogenannten „H4"-Situation (Unfall mit Verlust von Primärkreiskältemittel bei gleichzeitiger Störung des RIS oder EAS im Umlaufbetrieb) verbessern sich, wobei sie sich dem den APRP auslösenden Störfall annähern, so wie er im Bemessungsbereich untersucht worden war (siehe Abs. 6.2).
Die Betriebsanforderungen werden angepasst, um diese zusätzliche Maßnahme aufzuwerten

Pädagogikhinweise
Das EAS-ND-System ist Teil einer Gruppe neuer Systeme zur Verwaltung von extremen externen Angriffsszenarien vom Typ „Noyau Dur" (siehe Abs. 6.3.2)

6.3.2. Wichtigste Maßnahmen im Hinblick auf Aggressionen

Die betrachteten Aggressionen sind diejenigen, die in den Vorschriften aufgeführt werden (französische INB-Verordnung):

- Interne Aggressionen: Brand, Explosion, Überschwemmung, Ausfall von Druckgeräten, Zusammenstoß und Absturz von Lasten, elektromagnetische Störungen, Freisetzung von Gefahrstoffen, böswillige Handlungen,

- Externe Aggressionen (natürlichen oder menschlichen Ursprungs): Erdbeben, extreme Wetter- oder Klimabedingungen (Überschwemmung, Schnee, Hitzewellen, Kältewellen, starke Winde, Wirbelstürme), Aggressionen durch Gewässer oder das Meer (Eisnadeln, Zufrieren, Zusetzung, Kohlenwasserstoffe auf der Wasseroberfläche, Versandung, Niedrigwasser, Hochwasser), Blitzschlag und elektromagnetische Störungen, Brand, Gefährdung durch benachbarte Industrieanlagen (Explosion, Gefahrstoffe), Flugzeugabsturz, böswillige Handlungen.

Die Betriebs- und/oder Entwicklungsmaßnahmen der 4. periodischen Sicherheitsüberprüfung des Standorts von Blayais, die zur angestrebten Verringerung der radiologischen Folgen der Unfälle aufgrund von Aggressionen beitragen, sollen sicherstellen, dass die Systeme zur Gewährleistung der drei nuklearen Sicherheitsfunktionen (Steuerung der nuklearen Kettenreaktion im Reaktor, Kühlung der Brennelemente, Einschließen der radioaktiven Stoffe) verfügbar bleiben, um die Aufrechterhaltung des sicheren Zustands des Reaktors im Falle einer Aggression zu garantieren. Es handelt sich also hauptsächlich um Schutzmaßnahmen oder Maßnahmen zur Widerstandsfähigkeit der Systeme gegen Aggressionen. Somit tragen diese Maßnahmen hauptsächlich zur Verringerung der mit den Folgen einer Kernschmelze verbundenen Risiken bei, deren Auswirkungen auf die Umwelt im Abs. 6.2.3 beschrieben sind.

Als Beispiel werden nachfolgend die Maßnahmen in Bezug auf Brandgefahren erläutert, die hier das wichtigste industrielle Risiko sind.

Brand

Die Maßnahmen in Bezug auf Brandgefahren sollen die Feuerfestigkeit der Brandbereichseinteilungsvorrichtungen verbessern:

Beschreibung der Maßnahme
Die in Betracht gezogenen Maßnahmen dienen der Verbesserung der Feuerfestigkeit bestimmter Komponenten (Brandschutztüren, Brandbereichseinteilungsvorrichtungen, Brandschutz der elektrischen Kabel...) oder der Verringerung des Ausmaßes oder der Heftigkeit eines eventuellen Brands. Diese Maßnahmen bestehen unter Anderem darin, die Brandbereichseinteilungsvorrichtungen (z. B. Brandschutztüren) durch Komponenten mit einer besseren Feuerfestigkeit zu ersetzen. Sie bestehen auch darin, die Kabel mit feuerfestem Band zu umwickeln oder die Wärmelast zu verringern. Auf diese Weise tragen diese Ausrüstungen dazu bei, die Reaktorkernschmelze und die potenziell mit bestimmten Bränden verbundenen Freisetzungen zu vermeiden.

Pädagogikhinweise
Die **Brandbereichseinteilung** besteht darin, Bereiche festzulegen, in denen die Ausbreitung des Brands das Prinzip der Redundanz der nuklearen Sicherheitsfunktionen nicht beeinträchtigt und sicherzustellen, dass ein in einem Bereich entstandener Brand nicht auf andere Bereiche übergreift.

Extreme externe Aggressionssituationen

Außerdem dient die Umsetzung des „Noyau Dur“ im Rahmen der periodischen Sicherheitsüberprüfung des Kraftwerks von Blayais dazu, extrem heftige, anlagenexterne, natürliche Aggressionen zu bekämpfen, die zum Zweck des Nachweises der nuklearen Sicherheit über die Anforderungslevels hinausgehen, die bisher angewandt wurden.

Der **„Noyau Dur“** besteht aus fest verankerten und widerstandsfähigen Hardware-Mitteln, vervollständigt durch mobile Mittel zur Vermeidung massiver radioaktiver Schadstofffreisetzungen und langfristiger Auswirkungen auf die Umwelt in Situationen, die sich aus extremen externen Naturereignissen ergeben können. Dabei geht es vor allem um Erdbeben, externe Überschwemmungen und ähnliche Ereignisse (Blitzschlag, Hagel, Sturm, Starkregen) oder auch Wirbelstürme.

Um diesen extremen Situationen standzuhalten wurden an jedem Reaktor von Blayais widerstandsfähige, von den bestehenden Anlagen unabhängige und vielfältige Vorrichtungen zur Wasser- und Stromversorgung angebracht:

- Eine zusätzliche Notstromquelle: **Das dieselbetriebene letzte Notstromaggregat** (DUS – Diesel d‘ultime secours),

- Eine heterogene Wasserquelle (SEG) mit Entnahme aus dem Grundwasser.

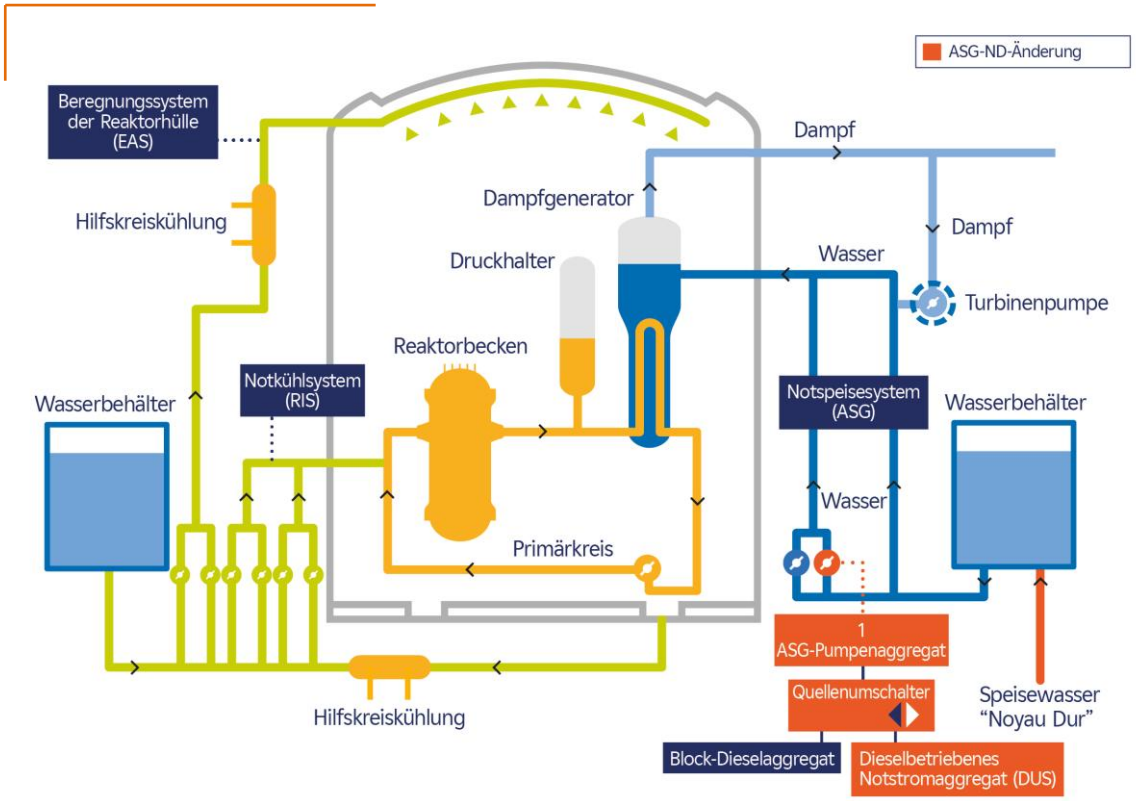


Dieselbetriebene letzte Notstromaggregate (DUS) von 3 MWe



Heterogene Wasserquelle (SEG)

Reaktorseitig können diese extremen Situationen zu Funktionsverlusten bestimmter Gerätschaften führen, z. B. solche, die die Stromversorgungen bzw. die Kühlsysteme der kalten Quelle (Gironde) betreffen.
In einem solchen Fall übernehmen die Vorrichtungen des „Noyau Dur“ die Funktionen der nuklearen Sicherheit: ein Teil der Notspeisung der Dampferzeuger ist für die Folgen dieser extremen Situationen qualifiziert und robust genug, um die Funktion der **Sekundärkreiskühlung des „Noyau Dur“ (ASG-ND)** zu übernehmen. Die Stromversorgung wird von einem **dieselbetriebenen Notstromaggregat (DUS – Diesel d'ultime secours)** sichergestellt, das an einer speziellen, im Rahmen der Maßnahme installierten Umschalttafel betätigt wird, zusammen mit der **heterogenen Wasserquelle (SEG – Source d'eau diversifiée)**, die dann die Funktion der kalten Quelle übernimmt.
Alle diese Gerätschaften tragen dazu bei, die Reaktorkernschmelze und die potenziell mit diesen extremen Situationen verbundenen Freisetzungen zu vermeiden.



Prinzipdarstellung der ASG-ND-Anordnung

6.3.3. Wichtigste Maßnahmen bezüglich der Lagerung der Brennelementbündel

Im Folgenden sind die wichtigsten Betriebs- und/oder Entwicklungsmaßnahmen im Rahmen der 4. periodischen Sicherheitsüberprüfung des Kraftwerks von Blayais aufgeführt, die dazu beitragen, die radiologischen Folgen der Unfälle, die mit der Lagerung der Brennelementbündel verbunden sind, zu verringern:

Brand

Um bei einem Brand den Verlust beider Kühlsysteme zu vermeiden, hat EDF die Einrichtung einer zusätzlichen feuerabweisenden Vorrichtung geplant, die das Risiko der Ausbreitung des Brands einer Pumpe des Kühlsystems auf die andere Pumpe beseitigt.

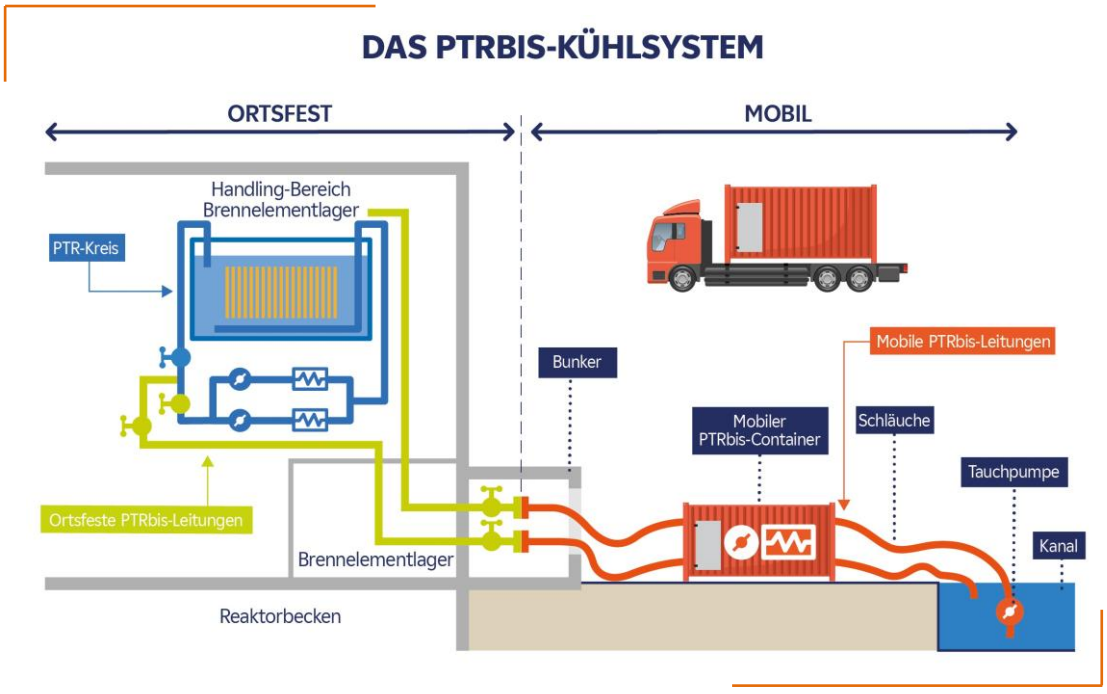
Übertragung der Unfallsituationen im EPR FLA3 auf die Kraftwerke der 900 MWE-Klasse

Die Bewertung des Verhaltens der Brennelementbecken in den 900 MWe-Kraftwerken, zu denen die Reaktoren von Blayais gehören, im Verhältnis zu den auf das EPR von Flamanville 3 angewandten Unfallszenarien, die nicht bei der ursprünglichen Entwicklung berücksichtigt wurden, hat deren derzeitigen robusten Zustand belegt. Zur weiteren Verbesserung wird die Verdoppelung der automatischen Absperrvorrichtung der Ansaugleitung des normalen Beckenkühlsystems vorgeschlagen.

Extreme externe Aggressionssituationen

Im Hinblick auf die Lagerung der Brennelemente können diese extremen Situationen zu Funktionsverlusten bei bestimmten Gerätschaften führen, die potenziell mit dem totalen Verlust der Kühlung verbunden sein können. In einem solchen Fall werden die nuklearen Sicherheitsfunktionen von den für die Folgen dieser extremen Situationen qualifizierten und robusten Anlagen des „Noyau Dur“ übernommen. In diesen extremen Situationen:

- Die **heterogene Wasserquelle (SEG – Source d‘eau diversifiée)** vervollständigt die Möglichkeiten zur Nachspeisung der Becken im Reaktorgebäude und im Brennelementlager. Die Nachspeisung kompensiert die Verdampfung und gewährleistet die Kühlung der Brennelementbündel unter Wasser;
- Auf lange Sicht dient das **zusätzliche Kühlsystem (PTR-bis)** der Rückkehr zu einer ordnungsgemäßen Kühlung des Lagerbeckens im Brennelementlager und bringt dessen Temperatur wieder unter den Siedepunkt.



6.3.4. Wichtigste Maßnahmen bezüglich der Unfälle mit Kernschmelze

Die wichtigsten Betriebs- und/oder Entwicklungsmaßnahmen im Rahmen der 4. periodischen Sicherheitsüberprüfung von Blayais, die dazu beitragen, die radiologischen Folgen der Unfälle mit Kernschmelze zu verringern, sind das Ergebnis eines speziellen, auf die Unfälle zugeschnittenen Entwicklungsprozesses, der sich an die Entwicklung des EPR anlehnt. In dieser Situation gelten die zwei ersten Sicherheitshüllen als beschädigt. Ziel der nuklearen Sicherheit ist dann die Aufrechterhaltung der 3. Sicherheitshülle – d. h. der Reaktorschutzhülle – um zu verhindern, dass radioaktive Stoffe in die Umwelt gelangen.

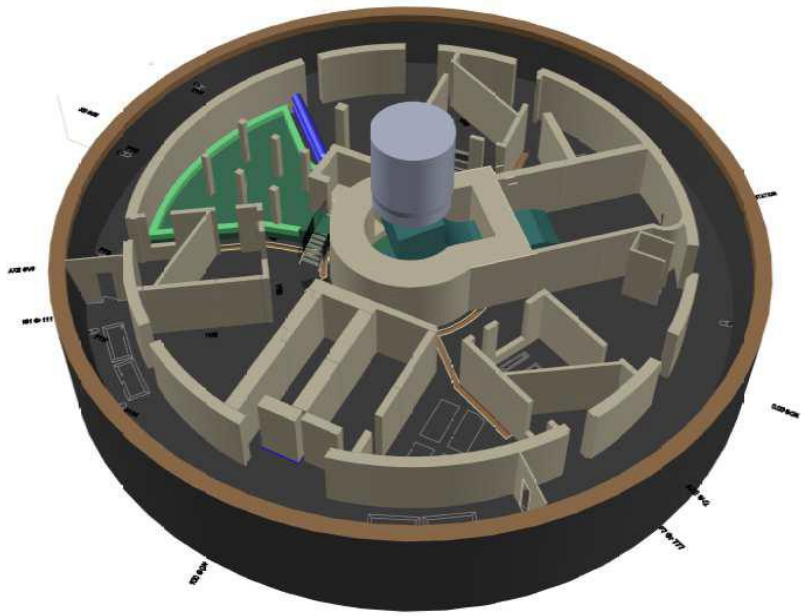
Ziel des Managements von Unfällen mit Kernschmelze ist die Ausbreitung des Coriums in „trockenem“ Zustand – d. h. ohne Wasser – am Boden des Reaktorgebäudes. Einmal verteilt bietet es eine große Austauschfläche und kann mit einer Zugabe von Borwasser stabilisiert werden. Das Borwasser kühlt das verteilte Corium und härtet es schlussendlich aus. Mit dieser Strategie kann:

- Sichergestellt werden, dass die Fundamentplatte des Reaktorgebäudes nicht durchbrochen wird. Unstabilisert kann das Corium zur Erosion der Fundamentplatte führen.
- Der langsame Druckanstieg in der Hülle verhindert werden, damit das Filterventil der Hülle sich nicht zur Druckentlastung öffnet.
- Die Begrenzung der physikalischen Auswirkungen des Unfalls mit Kernschmelze (insbesondere die Entzündung des Wasserstoffs) erreicht werden.

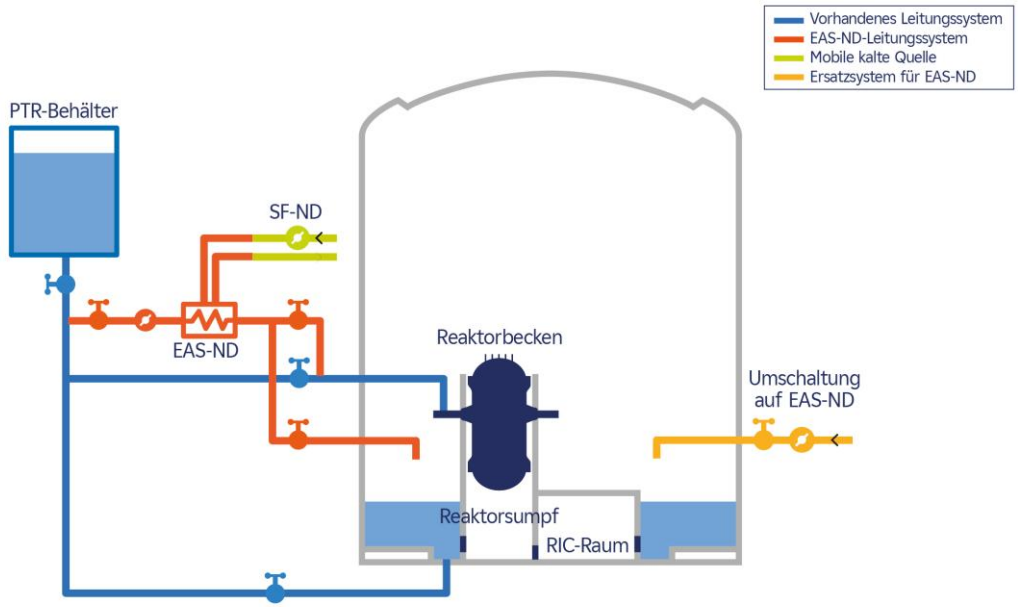
Folgende Maßnahmen werden im Fall eines Unfalls mit Kernschmelze in einem Reaktor von Blayais implementiert:

- **Die Einrichtung eines Bereichs zur „trockenen“ Ausbreitung des Coriums** innerhalb eines speziellen Sammelbereichs unter dem Reaktorbecken, dem sogenannten „Beckensumpf“, an den sich der Instrumentenraum des Reaktorkerns anschließt.
- Die Verstärkung der Beton-Fundamentplatten in den Räumlichkeiten, die zur Verteilung des Coriums dienen, um die Auswirkungen der Wechselwirkungen zwischen Corium und Beton zu begrenzen.
- **Die Implementierung des passiven Systems zur Flutung des Coriums**, das aus einer Reihe passiver Luken besteht, die das vorher durch das Beregnungssystem der EAS-Hülle – unterstützt durch die zwei Notstromgeneratoren – oder, bei extremen Aggressionen, durch die neue „Noyau Dur“-Maßnahme EAS-ND mit der Unterstützung des dieselbetriebenen Notstromaggregats (DUS) in die Sümpfe des Reaktorgebäudes gefüllte Wasser freigeben.
- **Die Einrichtung eines Coriumkühlsystems**, das mit dem EAS-ND-System verknüpft ist und die Restleistung des Coriums ableitet, ohne den Druckausgleichsfilter der Reaktorschutzhülle zu öffnen.
- Die Rückführung eventuell ausgetretener Wassermengen des EAS-ND in das Reaktorgebäude.
- **Die Dekontaminierung des Wassers im Reaktorgebäude** durch eine mobile Aufbereitungsanlage für kontaminiertes Wasser.

Räumlichkeiten, die für die Verteilung des Coriums verwendet werden (Beckensumpf und Instrumentenraum des Reaktorkerns)



KÜHLUNG BEI EINEM UNFALL MIT KERNSCHMELZE

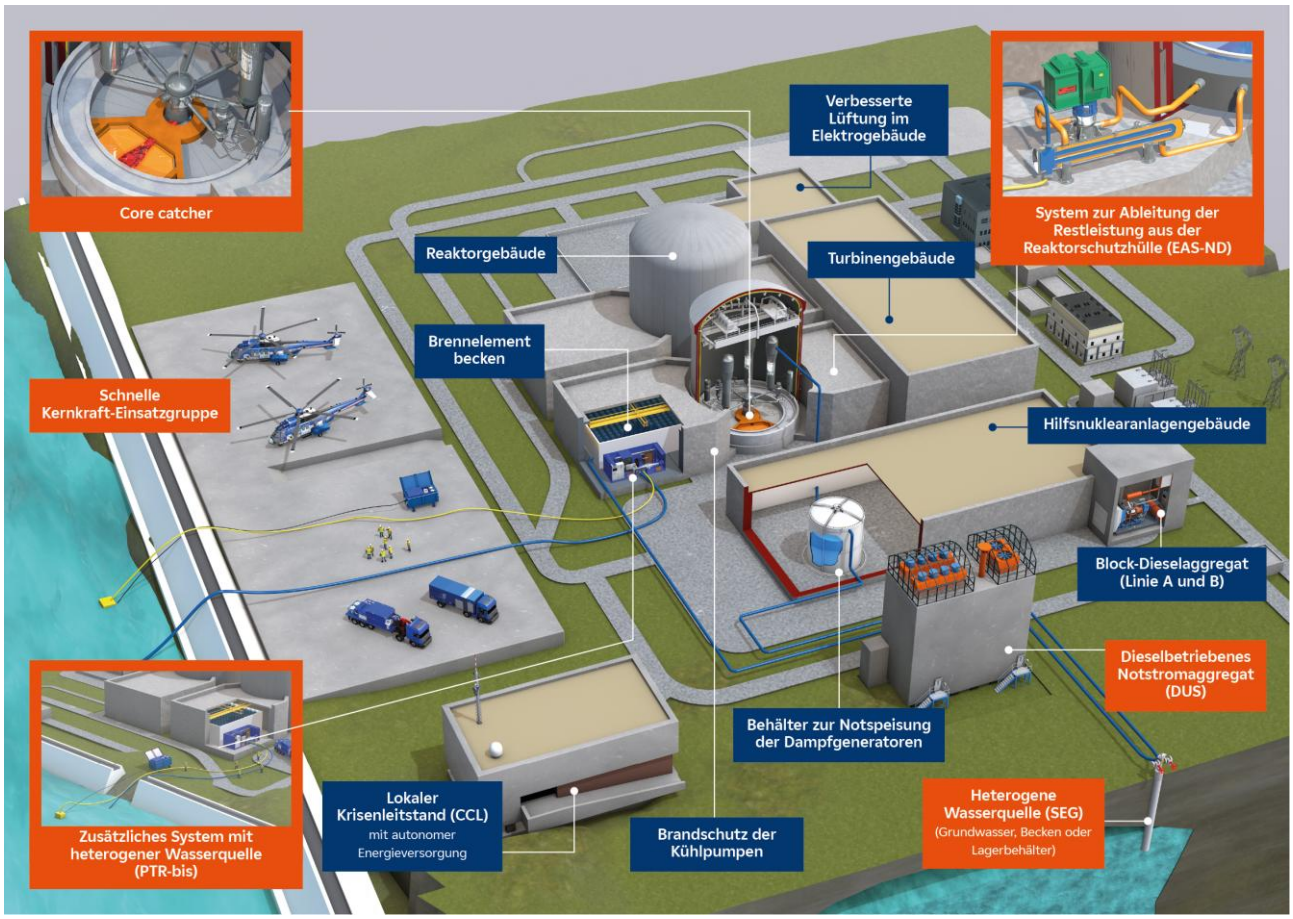


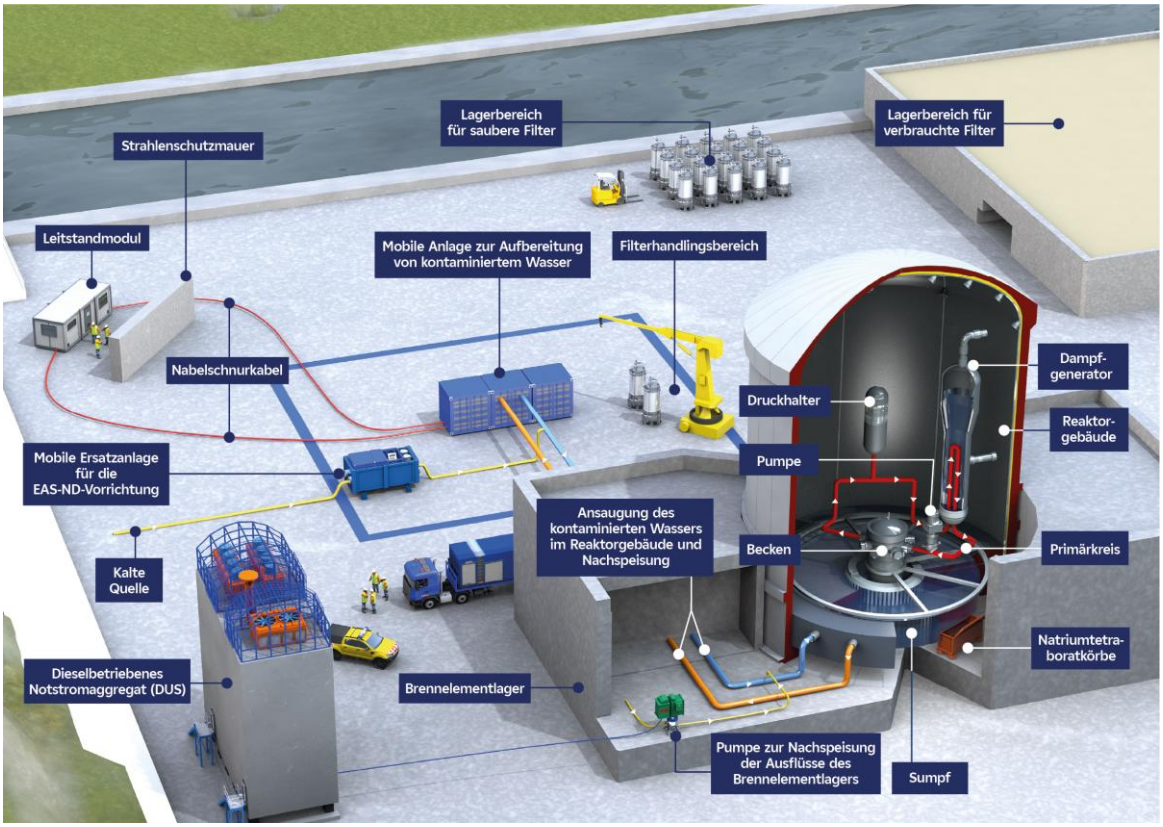
Die „EAS-ND"-Maßnahme beruht auf den folgenden Mitteln:

- Eine Pumpe (angetrieben vom dieselbetriebenen Notstromaggregat (DUS),
- Einen Wärmetauscher zur Ableitung der Wärme aus der Reaktorschutzhülle,
- Eine kalte Quelle „Noyau Dur" (SF-ND), die aus einer mobilen Pumpvorrichtung besteht,

Die mobilen Gerätschaften der „Noyau Dur“-Systeme werden von der **Force d’action rapide du nucléaire (FARN – schnelle Kernkraft-Einsatzgruppe)** gehandhabt. Die FARN ist das Ergebnis der im Zusammenhang mit dem Unfall in Fukushima erworbenen Erfahrung und besteht aus 300 geschulten EDF-Mitarbeitern, die jederzeit bereitstehen, um an französischen Kernkraftwerken spätestens 24 Stunden nach Auslösen des Unfalls vor Ort einzugreifen.

Wichtigste Maßnahmen des „Noyau Dur“





Dekontaminierung des Wassers im Reaktorgebäude nach einem Unfall mit Kernschmelze



7. ÜBERWACHUNG DER UMWELT

Kernkraftwerk von Blayais, Département Gironde
Copyright Eranian Philippe – TOMA

7.1. Überwachungsmaßnahmen für den Normalbetrieb

EDF verfügt über verschiedene Programme zur Überwachung der Umwelt. In den kommenden zehn Jahren wird nicht mit einer maßgeblichen Entwicklung der Nachteile gerechnet, die das Kraftwerk von Blayais für geschützte Interessen aufweist. Daher werden die Überwachungsprogramme unverändert fortgeführt. Die Überwachungsmaßnahmen werden im folgenden Abschnitt beschrieben.

Luft und Klimafaktoren

Die Freisetzung chemischer Schadstoffe in die Atmosphäre durch den Standort sind Gegenstand einer jährlichen Schätzung, die im Anhang des Umweltjahresberichts vorgelegt wird:

- Die Schwefeloxidfreisetzungen, die unter Anderem auf der Grundlage des Kraftstoffverbrauchs der Notstromaggregate, der Art der verwendeten Kraftstoffe, der Art der Anlagen und der Betriebsbedingungen berechnet wird;
- Die Formol- und Kohlenstoffmonoxidfreisetzungen, die durch den Austausch der Isolierungen entstehen, berechnet auf der Grundlage der Isolierungsmengen, die bei den Reaktorrevisionen ersetzt werden;
- Die Freisetzungen flüchtiger Stoffe aus der Aufbereitung der Sekundärkreise (Ammoniak, Ethanolamin);
- Diffuse Emissionen von erfassten Kühlflüssigkeits- und SF_6-Mengen bei der Wartung dieser Anlagen.

Das Kraftwerk von Blayais überwacht auch das Wetter mithilfe einer automatischen Wetterstation (Temperatur-, relative Feuchte und Niederschlagsmessungen) und einem 80 m hohen Wettermast mit Anemometer (Windrichtungs- und Windgeschwindigkeitsmessungen)



Beispiele von Gerätschaften zur Niederschlags-, Temperatur- und Windmessung ©EDF

Oberflächengewässer

Das Kraftwerk von Blayais ergreift die folgenden Maßnahmen:

- Ein Programm zur Überwachung der Ausflüsse, das mit Zustimmung der Aufsichtsbehörde erstellt wurde und der Prüfung der Beachtung der in den Beschlüssen der ASN zur Genehmigung der Ausflüsse und Wasserentnahmen vorgeschriebenen Werte dient. Dieses Programm wird unter der Verantwortung des Betreibers gemäß dem Prinzip der „Selbstüberwachung“ implementiert.
- Ein Programm zur Überwachung der Umwelt als Zusatz zum Prüfprogramm, das sicherstellen soll, dass die Auswirkung der Wasserentnahmen und Ausflüsse des Kraftwerks von Blayais auf das Ökosystem der Gironde nicht die in der Auswirkungsstudie vorgelegten Werte überschreitet. Auch dieses Programm wird mit Zustimmung der ASNR erstellt und unter der Verantwortung des Betreibers gemäß dem Prinzip der „Selbstüberwachung“ implementiert.



Überwachung der flüssigen Schadstoffe ©EDF

- Das Kraftwerk von Blayais führt auch eine Überwachung der Wasserlebensräume durch, die aus einer chemischen und hydroökologischen Überwachung besteht (Nachverfolgung der physisch-chemischen Parameter und der hydrobiologischen Segmente);
    - Ziel der chemischen Überwachung ist die Feststellung der Konzentration der vom Kraftwerk freigesetzten Chemikalien im Wasser;
    - Ziel der hydroökologischen Überwachung ist die Erfassung der natürlichen Entwicklung im aufnehmenden Umweltbereich zur Feststellung anormaler, langfristiger Entwicklungen des Ökosystems, die dem Kraftwerksbetrieb zuzuschreiben wären.

Böden und Grundwasser

- Das Kraftwerk von Blayais hat ein Programm zur Überwachung der chemischen und radiologischen Grundwasserqualität eingerichtet, mit dem Ziel, eventuell vorhandene, durch das Kraftwerk verursachte Belastungen der Grundwasserschichten festzustellen. Auch ein Piezometer oberhalb des Standorts wird überwacht, um den Zustand der Grundwasserqualität vor dem Kraftwerksbereich zu ermitteln.
- Parallel dazu werden im Falle einer Betriebsstörung und im Rahmen der vorgeschriebenen Unterlagen die Qualität der Böden im Kraftwerksbereich geprüft. Mehrere Vorrichtungen zur Überwachung der im Grundwasser entnommenen Wassermengen und zur Gewährleistung der zulässigen behördlichen Grenzwerte wurden im Bereich des Kraftwerks eingerichtet.

Radioökologie

Das Kraftwerk von Blayais implementiert ein Programm zur Überwachung der radioaktiven Ausflüsse an folgenden Punkten:

- Den Schornsteinen des Hilfsnuklearanlagengebäudes für die atmosphärischen Freisetzungen;
- Den Räumlichkeiten, die kontaminiert werden könnten, z. B. das Hilfsaufbereitungsanlagengebäude, die radioaktive Werkstatt, die Waschküche und die Labore;
- Den diffusen Freisetzungen, zu denen die Dampffreisetzungen des Entlastungssystem in die Atmosphäre und die Freisetzungen an den Lüftungsventilen der Lager- und Kühlbehälter der Becken gehören;
- Den Lagerbehältern für flüssige Ausflüsse;
- Dem Regenwasser und dem Ventil- und Abwasser.



© EDF
Prinzipdarstellung der radiologischen Überwachung der Umwelt

Die Radioaktivität in der Umwelt des Kraftwerks von Blayais wird im Rahmen der folgenden Maßnahmen überwacht:

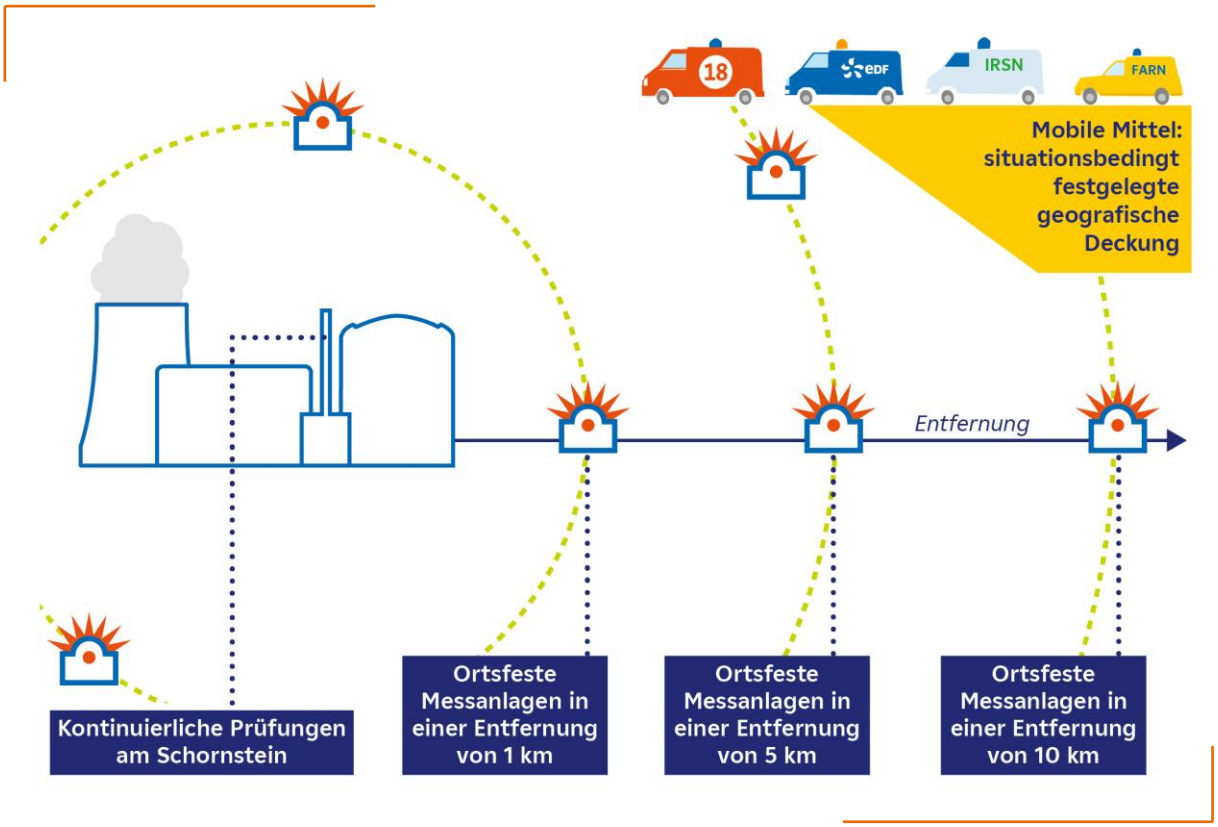
- Ein behördlicher radiologischer Überwachungsplan, der vom Kraftwerk implementiert wird und insbesondere die folgenden Punkte überwacht:
  - Die Atmosphäre mit einer radiologischen Überwachung der Gammastrahlung in der Umwelt, des atmosphärischen Staubs, des Tritiums in der Luft und im Regenwasser;
  - Das Grundwasser;
  - Die Umwelt an Land mit Messungen der Milch und der Bodenpflanzen sowie der oberflächlichen Bodenschichten und landwirtschaftlichen Erzeugnisse;
  - Die Umwelt im Wasser mit Messungen der Oberflächengewässer, Sedimente, Wasserpflanzen und Wasserlebewesen (Muscheln, Schalentiere und Fische).
- Radioökologische Studien auf Veranlassung des Betreibers (Jahresbilanz, Zehnjahresbilanz, Sonderstudien), deren Durchführung zugelassenen Fachlaboren anvertraut wird;
- Ein radiologischer Überwachungsplan, den ASNR systematisch auf eigene Kosten von seinen Abteilungen des „Gutachten"-Zentrums durchführen lässt.

Bevölkerung und deren Gesundheit

Die Überwachung der Auswirkungen des Kraftwerks von Blayais auf die Gesundheit der benachbarten Bevölkerung wird durch die Überwachung der Bereiche Atmosphäre, Oberflächengewässer, Grundwasser und Radioökologie umgesetzt (siehe obige Ausführungen).
Die Lärmbelastung wird im Rahmen der periodischen Lärmbelastungsmesskampagnen überwacht, um die Einhaltung der Vorschriften sicherzustellen.
Da die Lichtemissionen und Vibrationen für die benachbarten Bevölkerungsgruppen unkritisch sind, werden zu dieser Thematik keine Überwachungsmaßnahmen vorgeschlagen.

7.2. Überwachungsmaßnahmen hinsichtlich der radiologischen Risiken

In einer Unfallsituation dienen die feststehenden und mobilen Messmittel der Kontrolle/Überwachung der Radioaktivität in der Umwelt. Die ortsfesten Messmittel sind **kontinuierlich betriebsbereit** und umfassen die Überwachung der Freisetzungen am Schornstein und die Messung der Radioaktivität in der Umgebungsluft durch Messanlagen, die in einer Entfernung von 1 km, 5 km und 10 km vom Standort aufgestellt sind.
Diese Messungen werden bei Unfällen durch mobile, auf den Fahrzeugen von EDF, dem Gutachtendienst der ASNR und der Feuerwehr installierte Messanlagen verstärkt, die den Bereich um das Kraftwerk abfahren.


18
IRSN
FARN
Mobile Mittel: situationsbedingt festgelegte geografische Deckung
Entfernung
Kontinuierliche Prüfungen am Schornstein
Ortsfeste Messanlagen in einer Entfernung von 1 km
Ortsfeste Messanlagen in einer Entfernung von 5 km
Ortsfeste Messanlagen in einer Entfernung von 10 km

8. SCHLUSSFOLGERUNGEN



Kernkraftwerk von Blayais, Département Gironde
Copyright EDF, Gabrielle Balloffet

In Frankreich wird der Bau eines Kernkraftwerks von der französischen Regierung nach Freigabe durch die Behörde für nukleare Sicherheit und Strahlenschutz (Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection – ASNR) genehmigt. Diese Genehmigung enthält keine Betriebsdauerbegrenzung. Dennoch muss der Betreiber alle 10 Jahre eine vertiefte periodische Sicherheitsüberprüfung durchführen, um die Betriebsbedingungen der Anlage für die nächsten 10 Jahre zu bewerten. Er muss sicherstellen, dass der Betrieb der Anlage die für den Standort geltenden nuklearen Sicherheitsregeln erfüllt, und die Prüfung der Risiken und Nachteile aktualisieren, die die Anlage für die öffentliche Sicherheit, Gesundheit und Hygiene oder den Natur- und Umweltschutz, d. h. die sogenannten „geschützten Interessen“ birgt.

In den vier von Électricité de France (EDF) betriebenen 900 MWe-Reaktoren des Kernkraftwerks von Blayais findet nun die 4. periodische Sicherheitsüberprüfung statt.

Nach Abschluss jeder einzelnen Sicherheitsüberprüfung erstellt EDF einen Bericht, der ihre Schlussfolgerungen und die für den verbesserten Schutz der geschützten Interessen in Betracht gezogenen Maßnahmen darlegt. Nach dem 35. Betriebsjahr findet ein öffentliches Anhörungsverfahren bezüglich dieses Abschlussberichts über die Sicherheitsüberprüfung statt.

Das vorliegende Dokument ist Teil der Unterlagen des öffentlichen Anhörungsverfahrens, das im Rahmen der 4. periodischen Sicherheitsüberprüfung der Reaktoren von Blayais durchgeführt wird. Es betrifft alle vier Reaktoren des Kraftwerks. Dieses Dokument bezieht sich auf die mit dem Betrieb dieser Reaktoren während der zehn Jahre nach der 4. periodischen Sicherheitsüberprüfung verbundenen Auswirkungen auf die Umwelt, einschließlich der radiologischen oder sonstigen Folgen eventueller Störfälle oder Unfälle.

Auswirkungen bei Normalbetrieb

Die Wechselbeziehungen zwischen dem normalen Kraftwerksbetrieb und der Umwelt, d. h. die Wasserentnahmen und die Ausflüsse, die Erzeugung von Abfällen, die Lärmbelästigung und die Flächennutzung bleiben in den kommenden zehn Jahren auf dem gleichen Niveau wie während des vergangenen Jahrzehnts.

Die Analyse der Auswirkungen dieser Wechselbeziehungen auf die verschiedenen Bereiche der Umwelt, d. h. die Luft und Klimafaktoren, Oberflächengewässer, Böden und Grundwasser, die Radioökologie, die Artenvielfalt, die Bevölkerung und deren Gesundheit und die menschlichen Aktivitäten belegt keine maßgeblichen Auswirkungen des Kraftwerksbetriebs im aktuellen Zustand und für die zehn Jahre nach der 4. periodischen Sicherheitsüberprüfung.

Grenzüberschreitende Auswirkungen werden nicht erwartet.

Auswirkungen bei Unfällen

Als allgemeine Ausrichtung der 4. periodischen Sicherheitsüberprüfung ihrer 900 MWe-Reaktoren hat EDF sich für die Angleichung an die nuklearen Sicherheitsziele der Reaktoren der 3. Generation wie EDFs Bezugsreaktor „EPR Flamanville 3“ (FLA3) entschieden.

Umfangreichen Maßnahmen zur Verbesserung der nuklearen Sicherheit, die zusammengefasst in diesem Dokument vorgestellt werden, wurden im Rahmen der 4. Sicherheitsüberprüfung in 4 Hauptthemenbereichen umgesetzt:

- **Unfälle ohne Kernschmelze:** Verringerung der radiologischen Folgen, bis sie unter den Grenzwerten für die Implementierung der Bevölkerungsschutzmaßnahmen liegen.
- **Aggressionen:** Berücksichtigung stärkerer Aggressionen – insbesondere Trockenheit, Hitzewellen, Überschwemmungen, Erdbeben – und Einrichtung der „Noyau Dur“-Vorrichtungen zur Verstärkung der Widerstandsfähigkeit der Anlagen gegen extreme Aggressionen wie Erdbeben, Wirbelstürme und Überschwemmungen.
- **Brennelementbecken:** Einrichtung zusätzlicher Mittel zur Kühlung, die von den bestehenden Vorrichtungen unabhängig sind.
- **Unfälle mit Kernschmelze:** Implementierung weiterer Maßnahmen, einschließlich der sogenannten „Noyau Dur“-Vorrichtungen, damit die vorzeitige und umfangreiche Freisetzung von Schadstoffen extrem unwahrscheinlich wird und nachhaltige Auswirkungen für die Umwelt vermieden werden.

Der für die nukleare Sicherheit bei dieser 4. Sicherheitsüberprüfung gewählte Ansatz – mit wichtigen Entwicklungen des Konzepts und des Betriebs der Reaktoren von Blayais – verringert deutlich die Auswirkungen auf die Umwelt im Zusammenhang mit den radiologischen Risiken.

Wie im Dokument vorgestellt, wären die radiologischen Folgen der hypothetischsten schwersten Unfälle mit Kernschmelze räumlich und zeitlich begrenzt und kompatibel mit den für den Bevölkerungsschutz festgelegten Maßnahmen. Die grenzüberschreitenden Auswirkungen durch die atmosphärische Ausbreitung radioaktiver Stoffe sind sowohl auf kurze Sicht als auch langfristig nach Kumulierung vernachlässigbar.

Aufgrund der 4. periodischen Sicherheitsüberprüfung setzt EDF den Betrieb ihrer Reaktoren von Blayais bis 50 Jahre fort und trägt so zur Aufrechterhaltung einer Stromerzeugung mit niedriger CO_2-Bilanz bei, deren CO_2-Freisetzung pro kW für den gesamten Lebenszyklus des Kraftwerks unter 4 g liegt.

Für die verschiedenen Umweltbereiche werden während der kommenden zehn Jahre keine wesentlichen negativen Auswirkungen durch den Normalbetrieb des Kraftwerks von Blayais erwartet. Seine Stilllegung würde keine nennenswerten Vorteile für die Umwelt bieten. Sie würde jedoch zu einem deutlichen Einbruch der CO_2-freien Stromerzeugung führen, die dem Verbrauch von mehr als 5 Millionen Haushalten entspricht. Die CO_2-Emissionen zur Erzeugung der entfallenen Produktion durch den europäischen Energiemix lägen bei über 5 Millionen Tonnen CO_2 im Jahr.


Kernkraftwerk von Blayais, Département Gironde
Copyright EDF, Gabrielle Balloffet

GLOSSAR

Abkürzungen	Bezeichnungen
Konventioneller Unfall	Der Begriff „konventioneller Unfall“ wird für einen Unfall verwendet, der nicht bzw. nur schwach radioaktive Folgen haben kann.
ACV	Analyse du cycle de vie – Analyse des Lebenszyklus
APRP	Accident de perte de réfrigérant primaire – Unfall mit Verlust von Primärkreiskältemittel
ASG-ND	Système de refroidissement secondaire « Noyau Dur » – System „Noyau Dur“ zur Sekundärkreiskühlung
ASNR	Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection – Behörde für nukleare Sicherheit und Strahlenschutz
CENTRACO	CENtre de TRAitement et de COnditionnement – Aufbereitungszentrum
Potentielle Ziele	Die Bevölkerungsgruppen außerhalb der Standortgrenzen sowie die Umwelt, die den zu schützenden Interessen aus Artikel L. 593-1 des französischen Umweltgesetzbuchs entsprechen.
CIRES	Centre Industriel de Regroupement d’Entreposage et de Stockage de l’ANDRA – Industriezentrum mit Sammelzwischenlager- und -lagerstätte der ANDRA (nationale Behörde für die Verwaltung radioaktiver Abfälle)
CSA	Centre de Stockage de l’Aube – Lagerstätte im Departement „Aube“
Gefahr	Der Begriff „Gefahr“ definiert eine inhärente Eigenschaft eines Stoffs (Butan, Chlor...), eines Techniksystems (Druckbeaufschlagung mit Gas...), einer Vorrichtung (Heben einer Last...), eines Organismus (Bakterie...), die zu Schäden an einem „empfindlichen Objekt“ führt. Der Begriff „Gefahr“ geht einher mit den Begriffen der Entzündbarkeit oder Explosionsfähigkeit, der Toxizität, der Infektiosität... und dem der verfügbaren Energie, die die Gefahr auszeichnet.
DCE	Directive Cadre sur l’Eau – Rahmenrichtlinie Wasser
DeD	Débit d’équivalent de Dose – Ortsdosisleistung

DOCOB	DOCuments d'OBjectifs – Zielsetzungsunterlagen
DOR	Dossier d'Orientations du Réexamen périodique – Orientierungsunterlagen für die periodische Sicherheitsüberprüfung
DUS	Diesel d'Ultime Secours – dieselbetriebenes Notstromaggregat
EAS	Système d'aspersion d'eau dans l'enceinte de confinement – Beregnungssystem in der Reaktorschutzhülle
EAS-ND	Système d'évacuation de la puissance résiduelle de l'enceinte – System zur Ableitung der Restleistung aus der Reaktorhülle
EDF	Electricité de France – französische Energieversorgungsgesellschaft
EIP	Élément Important pour la Protection des intérêts – wichtige Komponenten für den Schutz der Interessen
EPR	European Pressurised Reactor (Réacteur à Eau Pressurisée) – europäischer Druckwasserreaktor. Gehört der 3. Generation Kernkraftwerke zur Stromerzeugung an
EPRS	Évaluation Prospective des Risques Sanitaires – prospektive Bewertung der Gesundheitsrisiken
EPS	Études Probabilistes de Sûreté – Wahrscheinlichkeitsstudien zur nuklearen Sicherheit
ERC	Eviter, Réduire, Compenser – Vermeiden, verringern, kompensieren
FA	Faible Activité – schwach radioaktiv
FARN	Force d'Action Rapide du Nucléaire – schnelle Kernkraft-Einsatzgruppe
FLA3	Kernkraftwerk Nr. 3 (EPR) des Standorts von Flamanville
GNU	Parc à gaz du magasin général servant à l'entreposage des bouteilles non utilisée – Gasbereich des Hauptlagers für die Zwischenlagerung nicht verwendeter Flaschen
GP/GPE	Groupe Permanent d'experts – ständiges Sachverständigengremium
GV	Générateur de Vapeur – Dampferzeuger
HA	Haute Activité – Stark radioaktiv
ICPE	Installation Classée pour la Protection de l'Environnement – umweltschutzkritische Anlage
IEM	Interprétation de l'État des Milieux – Auslegung des Zustands der Umwelt
INB	Installation Nucléaire de Base – Basiskernkraftanlage
INERIS	Institut National de l'Environnement et des RISques – nationales Institut für Umwelt und Risiken
IRSN	Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire – Institut für Strahlenschutz und nukleare Sicherheit
MA	Moyenne Activité – mäßig radioaktiv
MES	Matières en Suspension – Schwebstoffe
ND	Noyau Dur
NQE	Normes de Qualité Environnementales – Umweltqualitätsnormen
NMA	Niveaux Maximaux Admissibles – maximal zulässige Level
OISS	Ouverture Intempestive d'une Soupape Secondaire à 0%Pn – unbeabsichtigtes Öffnen eines Ventils im Sekundärkreis bei 0 %Pn
OPEL	Ouvrage de Prise d'Eau en Loire – Bauwerk zur Wasserentnahme aus der Loire
PA	Produits d'Activation – Aktivierungsprodukte
PF	Produits de Fission – Spaltungsprodukte
Gefährliches Ereignis	Als gefährliches Ereignis gilt die teilweise oder umfassende Freisetzung von Energie oder Stoffen, deren Auswirkungen Schäden an potenziellen Zielen verursachen können.
Gefahren-Potenzial	Eine potenzielle Gefahrenquelle beschreibt einen Stoff, ein Techniksystem, eine Vorrichtung, einen Organismus..., die Schäden verursachen können, die empfindliche Objekte beeinträchtigen.
PTR-bis	Système de traitement et de refroidissement d'eau des piscines supplémentaire – zusätzliches System zur Aufbereitung und Kühlung des Beckenwassers
RCR	Rapport de Conclusion du Réexamen périodique – Abschlussbericht über die periodische

	Sicherheitsprüfung
REP	Réacteur à Eau Pressurisée – Druckwasserreaktor
RIS	Système de sauvegarde et de protection du circuit primaire (injection de sécurité) – System für die Aufrechterhaltung und den Schutz des Primärkreises (Notkühlsystem)
Risiko	Jede menschliche Tätigkeit verursacht Risiken. Ein Risiko wird als Kombination der Wahrscheinlichkeit des Auftretens eines schädlichen Ereignisses und dem Umfang seiner Auswirkungen definiert.
RP	Réexamen périodique – periodische Sicherheitsüberprüfung
RP4	4e réexamen périodique – 4. periodische Sicherheitsüberprüfung
RP4 900	4e Réexamen Périodique des réacteurs de 900 Mwe – 4. periodische Sicherheitsüberprüfung der 900 MWe-Reaktoren
RTGV	Rupture de tube de générateur de vapeur – Bruch einer Leitung des Dampferzeugers
RTGV4	Rupture d'un Tube de Générateur de Vapeur de catégorie 4 – Bruch einer Leitung des Dampferzeugers der 4. Kategorie
RTV	Rupture de Tuyauterie Vapeur – Bruch einer Dampfleitung
RTV + nRTGV	Rupture de Tuyauterie Vapeur cumulée à la Rupture multiple de Tubes de Générateurs de Vapeur – Bruch einer Dampfleitung kumuliert mit multiplen Dampferzeugerrohrbrüchen
SEG	Système Source d'Eau diversifiée – System mit heterogener Wasserquelle
SEI	Seuil des Effets Irréversibles – Schwellenwert der irreversiblen Auswirkungen
SF-ND	Source Froide Noyau Dur – Kalte Quelle „Noyau Dur“
Gefahrstoff	Stoff, Zubereitung oder Mischung, der die Kriterien physikalischer Gefahren, Gefahren für die Gesundheit oder Gefahren für die Umwelt gemäß der geänderten Verordnung vom 20. April 1994 erfüllt.
TFA	Très Faiblement Actif / Très Faible Activité – sehr schwach radioaktiv/sehr schwache Radioaktivität
THE	Très Haute Efficacité – Hocheffizient
THM	Trihalométhanes – Trihalomethane
VC	Vie Courte – kurze Halbwertszeit
VL	Vie Longue – lange Halbwertszeit
VTC	Vie Très Courte – sehr kurze Halbwertszeit
WENRA	Western European Nuclear Regulators Association (Association des régulateurs nucléaires d'Europe occidentale) – Verband der nuklearen Aufsichtsbehörden für Westeuropa
ZER	Zone à Émergence Règlementée – Zone mit reglementiertem Aufkommen
ZNIEFF	Zones Naturelles d'Intérêt Écologique, Faunistique et Floristique – Naturgebiete mit besonderer Bedeutung bezüglich der Umwelt, Fauna und Flora
ZPS	Zones de Protection Spéciales – besondere Schutzgebiete vom Typ Europäisches Vogelschutzgebiet
ZSC	Zones Spéciales de Conservation – besondere Schutzgebiete vom Typ FFH-Gebiet



DOCUMENT

3

Veröffentlichter Antrag

bezüglich des Berichts zur 4. Überprüfung

regelmäßig

e

BESCHREIBUNG DER VOM BETREIBER IM ANSCHLUSS AN DIE NEUBEWERTUNG

REGELMÄSSIGE ÜBERPRÜFUNG

KERNKRAFTWERK

DU BLAYAIS – REAKTOR NR. 3

Inhaltsverzeichnis

1. Einleitung *3*

2. Verbesserung der nuklearen Sicherheit im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Anlage *4*

3. Vom Betreiber im Anschluss an die 4. periodische Überprüfung vorgeschlagene Maßnahmen *8*

3.1. Maßnahmen im Bereich „Risiken“ *10*

3.1.1. Maßnahmen zur Konformität der Anlage 10

3.1.2. Bestimmungen zur Neubewertung der Sicherheitsstufe 11

3.2. Bestimmungen zum Aspekt „Nachteile“ *67*

3.3. Bestimmungen zur langfristigen Aufrechterhaltung der Anlagen *69*

4. Anhang 1: Liste der vom Betreiber vorgeschlagenen Maßnahmen *70*

5. Anhang 2: Übersichten *74*



EDF-Kernkraftwerk Blayais, Gironde
© Copyright EDF – Yohan Espiaube

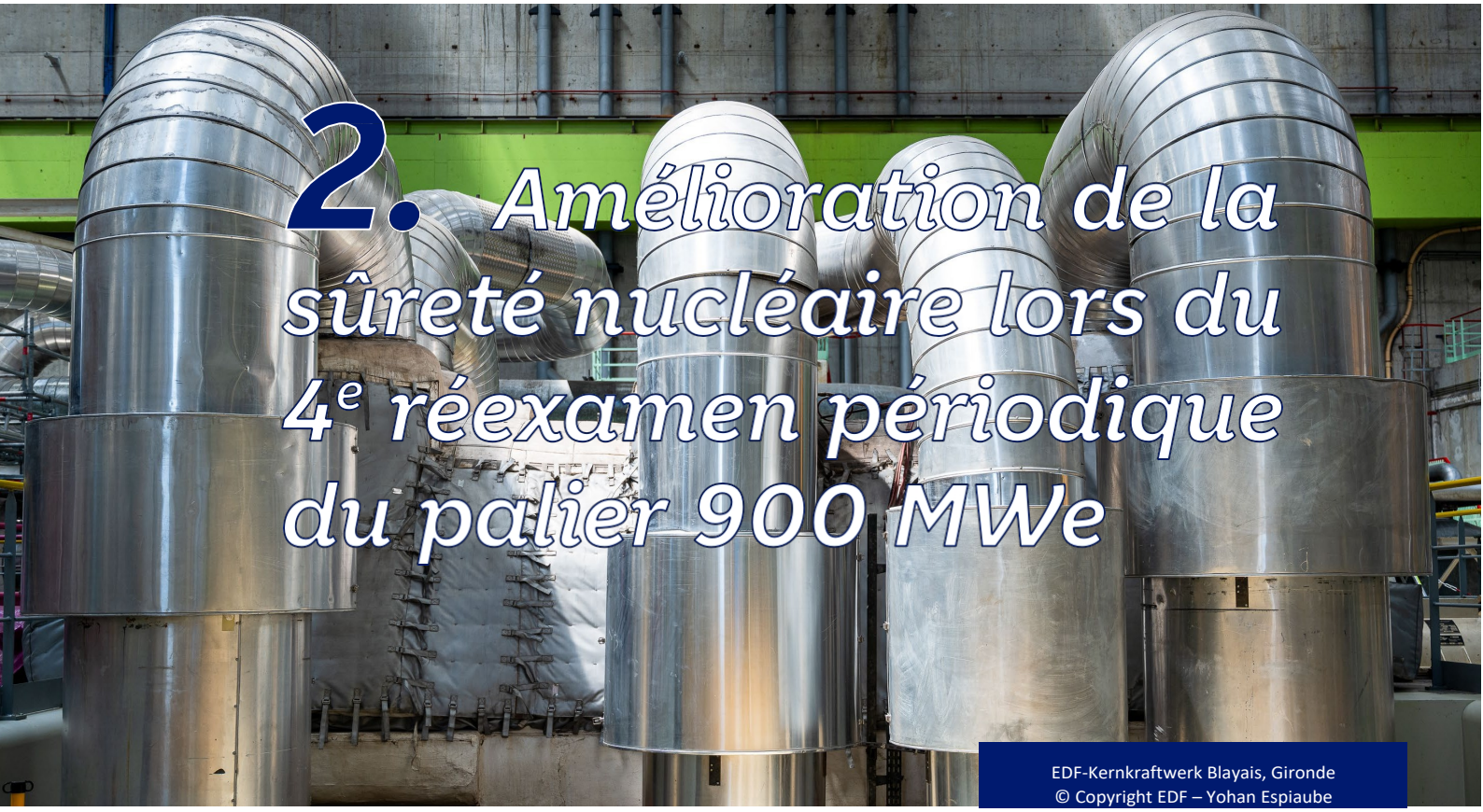
1. Introduction

Dieses Dokument beschreibt die von EDF im Anschluss an die[vierte] regelmäßige Überprüfung des Reaktors Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais vorgeschlagenen Maßnahmen. Es ist Teil Nr. 3 der Unterlagen für die öffentliche Anhörung zum Bericht über diese Überprüfung und entspricht somit Artikel R. 593-62-4 des Umweltgesetzbuchs:

„Die Unterlagen, die Gegenstand der in Artikel L. 593-19 Absatz 2 genannten öffentlichen Anhörung sind, umfassen: 3° - Die Beschreibung der vom Betreiber vorgeschlagenen Maßnahmen zur Behebung der festgestellten Mängel oder zur Verbesserung des Schutzes der in Artikel L. 593-1 genannten Interessen, die sich aus der regelmäßigen Überprüfung ergeben und im Bericht gemäß Artikel L. 593-19 Absatz 1 enthalten sind […]"

Dieses Dokument wurde speziell im Rahmen des Unterlagenpakets zur öffentlichen Anhörung verfasst. Es bezieht sich nicht direkt auf den Gegenstand der öffentlichen Anhörung, nämlich den Überprüfungsbericht (Anlage 2), sondern dient als ergänzende Erläuterung zu diesem Bericht. Es stellt die von EDF vorgeschlagenen Maßnahmen dar, d. h. die Maßnahmen, die im Rahmen des Industrieprogramms im Anschluss an die Veröffentlichung des Überprüfungsberichts zu Blayais 3 vorgesehen sind. Die Vollständigkeit der vorgeschlagenen Maßnahmen ist in Anlage 2 dargelegt.

Dieses Dokument berücksichtigt die Forderungen der Behörde für nukleare Sicherheit im Schreiben CODEP-DCN-2022-028468 bezüglich der Verbesserung der Unterlagen, die im Rahmen der 4[e] periodischen Überprüfungen der 900-MWe-Reaktoren zur öffentlichen Anhörung vorgelegt werden.



2. Amélioration de la sûreté nucléaire lors du 4e réexamen périodique du palier 900 MWe

EDF-Kernkraftwerk Blayais, Gironde
© Copyright EDF – Yohan Espiaube

Anlage Nr. 1 „Einführungsnote“ der Unterlagen zur öffentlichen Anhörung erläutert das von EDF für die 4[e]periodische Überprüfung der Kernreaktoren der 900-MWe-Klasse (RP4 900) gewählte Vorgehen, das sich auf drei Hauptbereiche stützt:

1. Der Bereich „Risiken“:
   - Überprüfung der Konformität der Anlage hinsichtlich der für sie geltenden Anforderungen und Vorschriften;
   - Das Niveau der nuklearen Sicherheit *durch* die allgemeine Ausrichtung der 4periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren erhöhen, um die für Reaktoren der 3Generation festgelegten Sicherheitsziele anzustreben, wobei der EPR in Flamanville 3 als Referenzreaktor der EDF dient.

Diese Ausrichtung wurde in vier technische Ziele unterteilt:

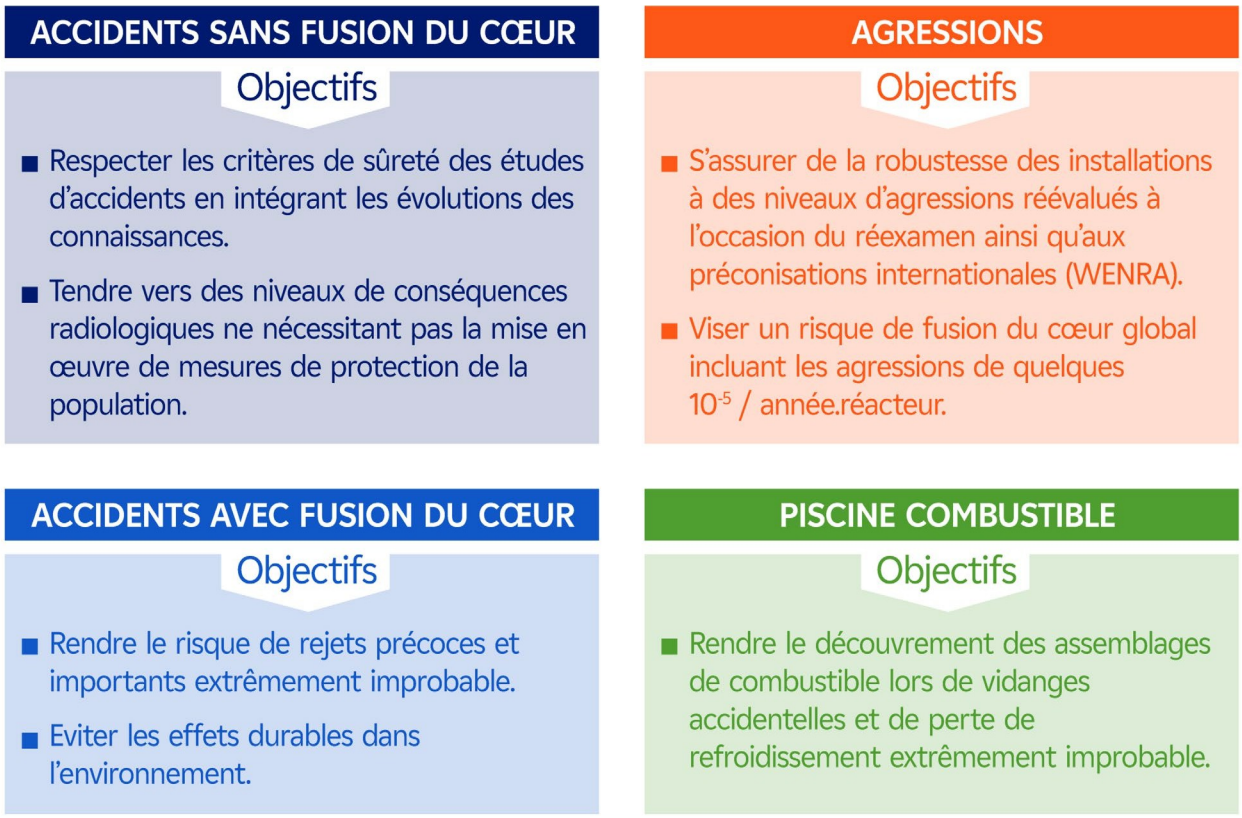


Abbildung 1. Technische Ziele der 4 periodischen Überprüfung

Die von EDF als Reaktion auf die von der ASN nach dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima-Daiichi am 11. März 2011 erlassenen Vorschriften umgesetzten sogenannten „Noyau Dur"-Maßnahmen tragen zur Erfüllung der Ziele der 4 periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren bei (*vgl.* § 3.1.2.5.1).

2. Der Bereich „Nachteile" umfasst eine Überprüfung der Konformität und eine Aktualisierung der Bewertung der Nachteile, die die Anlage im Normalbetrieb für Gesundheit und Umwelt mit sich bringt.
3. Der Bereich „Langfristiger Erhalt der Anlagen" mit der Beherrschung der Alterung der Ausrüstung, dem Umgang mit der Veralterung und der langfristigen Aufrechterhaltung der Materialqualifikation für einen weiteren Betrieb nach 40 Jahren.

Die Maßnahmen der periodischen Überprüfung gemäß § 4 zielen darauf ab, die im Rahmen dieser Überprüfung für die drei oben genannten Hauptbereiche festgelegten Ziele zu erreichen. Eine Maßnahme umfasst die Studien und Änderungen, die zur Erreichung eines Ziels beitragen. Sie umfasst ein kohärentes Ganzes aus

grundlegender materieller, betrieblicher oder organisatorischer Änderungen, die im Rahmen der Überprüfung am Reaktor umgesetzt werden.

Gemäß dem Schreiben ASN CODEP-DCN-2021-009580 vom 23. Februar 2021 bezüglich der *„Stellungnahme der ASN zur generischen Phase der vierten periodischen* Überprüfung“ wird EDF am Reaktor Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais alle Maßnahmen umsetzen, die mit der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren verbunden sind, und zwar spätestens fünf Jahre nach Veröffentlichung des Überprüfungsberichts.

Als Reaktion auf dieses Schreiben gliedert sich das Industrieprogramm von EDF in mehrere Arbeitsphasen an den Anlagen, unter Berücksichtigung ihres Umfangs und der damit verbundenen Auswirkungen auf die Mitarbeiter und Organisationen in den Kernkraftwerken:

- Die Änderungen, die vor (bei laufendem Reaktor) oder während der Abschaltung für die 4. zehnjährige Überprüfung von Blayais 3 („Phase A“) umgesetzt wurden. Zum Zeitpunkt der öffentlichen Anhörung sind diese Änderungen in Blayais 3 bereits umgesetzt.
- Die Änderungen, die nach der Abschaltung im Rahmen der 4. Zehnjahresinspektion von Blayais 3 umgesetzt werden. Sie sollen entweder:
  - entweder im Rahmen der „Phase B“ und ihrer „Ergänzungsphase“, spätestens bis 2031 für Blayais 3,
  - entweder im Rahmen eines spezifischen Loses für Blayais 3 unter Einhaltung der Frist bis 2031, was die Bestimmungen aus den technischen Vorgaben betrifft (was der Frist von spätestens fünf Jahren nach Vorlage des Berichts zur Überprüfung entspricht).

Der Bericht zur Überprüfung von Blayais 3 (Gegenstand des öffentlichen Anhörungsverfahrens und Anlage 2 der Akte) stellt für jeden Themenbereich die Ziele der Überprüfung dar und nennt die Maßnahmen, mit denen diese Ziele erreicht werden können. Er umfasst sowohl die Maßnahmen der Überprüfung, die vor oder während der Abschaltung für die Zehnjahresinspektion von Blayais 3 umgesetzt wurden, als auch die von EDF im Anschluss an die Überprüfung von Blayais 3 vorgeschlagenen Maßnahmen (deren Beschreibung in diesem Dokument enthalten ist).

Die von EDF im Anschluss an die 4e periodische Überprüfung von Blayais 3 vorgeschlagenen Maßnahmen sollen größtenteils gemäß einem industriellen Programm bis 2031 umgesetzt werden.

Die folgende Zeitleiste fasst die wichtigsten Etappen der spezifischen Phase der 4. periodischen Überprüfung von Blayais 3 zusammen. Die vollständige Zeitleiste, die auch die allgemeine Phase[1] der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren beschreibt, ist in Anlage 1 der Unterlagen zur öffentlichen Anhörung enthalten.

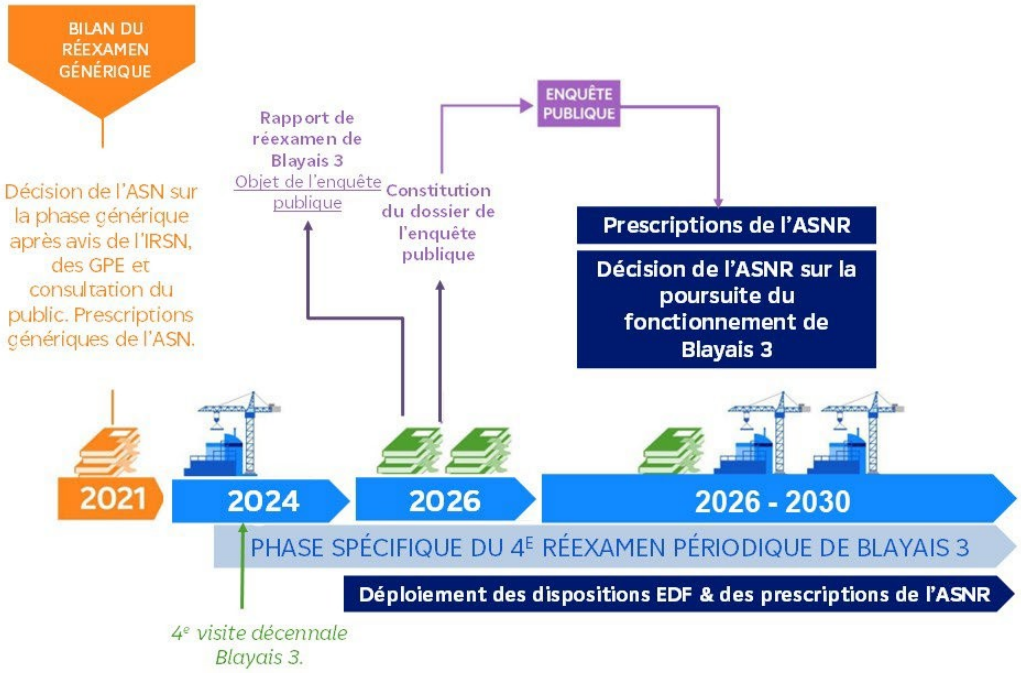


Abbildung 2. Die wichtigsten Etappen der 4. periodischen Überprüfung von Blayais 3

[1] Seit der Einführung der regelmäßigen Überprüfungen zu Beginn des Betriebs des französischen Kernkraftwerkparks nutzt EDF die Standardisierung seiner Reaktoren nach Leistungsstufen (900-MWe-, 1300-MWe- und 1400-MWe-Stufen), um diese Überprüfungen in zwei sich ergänzenden Phasen durchzuführen. Die erste Phase, die generische Phase, befasst sich mit den Themen, die allen Reaktoren einer Leistungsstufe gemeinsam sind. Die zweite Phase, die spezifische Phase, berücksichtigt die Besonderheiten jedes einzelnen Reaktors und die Umsetzung der Maßnahmen an jedem Reaktor. Die Maßnahmen der generischen Phase der 4e-periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren waren von September 2018 bis März 2019 Gegenstand einer öffentlichen Konsultation; die von EDF daraus gezogenen Erkenntnisse sind in Anhang 4 der Unterlagen zur öffentlichen Anhörung dargelegt.



3. Dispositions proposées par l'exploitant à la suite du 4e réexamen périodique

Kernkraftwerk Blayais, Gironde Copyright EDF – Yohan Espiaube

Die vom Betreiber im Anschluss an die 4e periodische Überprüfung des Reaktors Nr. 3 von Blayais vorgeschlagenen Maßnahmen ergänzen die bereits umgesetzten Maßnahmen.

Sie sind thematisch entsprechend den drei Hauptbereichen der Überprüfung gegliedert.

Für jede vorgeschlagene Maßnahme werden die Informationen wie folgt dargestellt:

Überschrift	Enthält die Überschrift der vorgeschlagenen Bestimmung
Thema	Gibt das betreffende Hauptthema sowie die technischen Ziele an (für das Thema „Sicherheit“)
Typologie	Stellt die Art der Bestimmung dar: › ergänzende Untersuchungen zur Vertiefung bestimmter Sachverhalte. Diese ergänzenden Untersuchungen können zu baulichen Maßnahmen und/oder betrieblichen Maßnahmen führen, › „technische“ Bestimmungen zur Änderung der Anlagen, › „betriebliche“ Maßnahmen, die in Änderungen der Allgemeinen Betriebsvorschriften (RGE) bestehen: Vorgaben für den Normalbetrieb, Betrieb der Anlage im Falle eines Unfalls, › bestimmte Studien sind derzeit im Gange, insbesondere wenn sie den Vorgaben der ASN entsprechen, die auf der Grundlage der Schlussfolgerungen der generischen Phase 4 erlassen wurden[e] periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren (Beschluss Nr. 2021-DC-0706 der Behörde für nukleare Sicherheit vom 23. Februar 2021[2], geändert durch den Beschluss Nr. 2023-DC-0774 der ASN vom 19. Dezember 2023). Derzeit liegen erste Informationen vor. Die Bestimmung wird als „in Prüfung“ bezeichnet “.
Anwendbarkeit	Gibt die Anwendbarkeit der Bestimmung an: › Generisch für die Baureihe: Die Bestimmung betrifft alle Reaktoren der Baureihe 900 MWe im Rahmen ihrer [vierten]periodischen Überprüfung, › Reaktorspezifisch: Die Bestimmung betrifft den Reaktor, der Gegenstand der öffentlichen Anhörung ist, gilt jedoch nicht für alle Reaktoren der 900-MWe-Klasse. Sie kann mehrere Reaktoren betreffen (beispielsweise alle Reaktoren eines Kraftwerks).

Ziel: Stellt das Ziel der vorgeschlagenen Bestimmung dar.

Technische Erläuterung: Liefert die technische Erläuterung zur vorgeschlagenen Bestimmung.

Jede vorgeschlagene Bestimmung trägt zur Verbesserung des Schutzes der in Artikel L. 593-1 des Umweltgesetzbuchs genannten Interessen bei, ohne nennenswerte und dauerhafte negative Auswirkungen auf die Umwelt zu verursachen.

2 Sofern nicht anders angegeben, stammen alle im weiteren Verlauf dieses Dokuments genannten Vorschriften aus diesem Beschluss.

3.1. Bestimmungen zum Bereich „Risiken“

Gemäß den gesetzlichen Anforderungen umfasst der Bereich „Risiken“ der regelmäßigen Überprüfung zum einen eine Prüfung der Konformität der Anlage mit den für sie geltenden Vorschriften und Anforderungen und zum anderen die Neubewertung des Sicherheitsniveaus.

3.1.1. Bestimmungen zur Konformität der Anlag

Vor der Umsetzung von Zielen zur Verbesserung der Sicherheit stellt EDF sicher, dass die Anlagen den für sie geltenden Vorschriften entsprechen.

Ergänzend zur Behebung der während des Betriebs festgestellten Konformitätsabweichungen setzt EDF im Rahmen der regelmäßigen Überprüfungen umfangreiche Mittel zur Überprüfung der Konformität der Anlagen ein, wobei mehrere sich ergänzende Ansätze verfolgt werden:

- das Konformitätsmanagement,
- die Konformitätsprüfung der Blöcke (ECOT),
- das Programm für ergänzende Untersuchungen (PIC),
- ein Programm zur Überprüfung der Systemkonzeption sowie
- sowie spezifische Prüfungen.

3.1.2. Bestimmungen zur Neubewertung des Sicherheits s

3.1.2.1. Bestimmungen zu Unfällen ohne Kernschmelze

Anlässlich der 4 periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren wurden die Unfallstudien des Sicherheitsberichts unter Berücksichtigung des aktuellen Stands der Erkenntnisse und Praktiken überprüft.

Um die Einhaltung der Sicherheitskriterien zu überprüfen und ein Ausmaß an radiologischen Folgen anzustreben, das keine Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung erfordert, werden zwei Arten von Studien durchgeführt:

- deterministische Studien zu angenommenen Unfallszenarien; insbesondere ermöglichte eine Übung zur Übertragung von Unfallsituationen und Reaktionszeiten der für den Reaktorbetrieb zuständigen Bediener, die beim EPR in Flamanville 3 berücksichtigt wurden, die Überprüfung des ordnungsgemäßen Verhaltens der bei den 900-MWe-Reaktoren verfügbaren Schutzmaßnahmen;
- probabilistische Sicherheitsstudien zum Risiko einer Kernschmelze haben eine Verbesserung gegenüber der 3 periodischen Überprüfung gezeigt, mit einer deutlichen Verringerung des Risikos einer Kernschmelze.

Zum Thema „Unfälle ohne Kernschmelze“ werden folgende Maßnahmen vorgeschlagen.

Überschrift	**Erweiterung des Nachweises der nuklearen Sicherheit in Bezug auf Unfälle**
Thema	Sicherheit / Unfälle ohne Kernschmelze
Typologie	Vertiefung der im Sicherheits- und Betriebsplan enthaltenen Studien zum Sicherheitsnachweis (Betrieb der Anlage im Falle eines Unfalls)
Anwendbarkeit	Generisch, Reaktorstufe

Ziel: Bestätigung der Robustheit der Anlage gegenüber neuen, in den Sicherheitsbericht integrierten Szenarien oder – bei bestehenden Szenarien – gegenüber neuen Untersuchungsannahmen, die den aktuellen Stand des Wissens (physikalische Phänomene, Berechnungsmethoden) berücksichtigen.

Technische Erläuterung: Diese Bestimmungen erweitern den Umfang des Sicherheitsnachweises für Unfälle ohne Kernschmelze: Berücksichtigung der Folgemaßnahmen zu den Empfehlungen der Ständigen Expertengruppen[3] bezüglich der Kriterien für das Verhalten des Brennstoffs und der Unfallstudien vom 4.e regelmäßigen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren, Verbesserung der Modellierung physikalischer Phänomene (Erweiterung des Wissensstands) sowie Berücksichtigung neuer Unfallszenarien, die sich aus neuen Annahmen oder aus dem EPR ergeben. Die Änderungen sind wie folgt:

- Einbeziehung neuer Unfalltransienten in den Sicherheitsbericht:

3 Zur Vorbereitung ihrer wichtigsten Entscheidungen in Bezug auf Fragen der nuklearen Sicherheit oder des Strahlenschutzes stützt sich die ASNR auf die Stellungnahmen und Empfehlungen von acht ständigen Expertengruppen. Die ASNR konsultiert diese ständigen Gruppen zu Themen, die in ihren jeweiligen Fachgebieten liegen.

- den Transienten eines Dampfrohrbruchs der Kategorie 2 ohne Auslösung der Sicherheitsinjektion (sogenannter „Bruch an der Schnittstelle zur Auslösung der Sicherheitsinjektion“),
- den Transienten beim Auswurf eines Brennelementbündels ohne automatische Abschaltung des Reaktors aufgrund eines Anstiegs des Neutronenflusses,
- Transienten bei einem Bruch der Dampfleitungen im Sekundärkreis bei 100 % Nennleistung, mit und ohne Ausfall der externen Spannungsversorgung des Kraftwerks,
- den Transienten der homogenen Verdünnung durch den Bruch eines Rohrs im Wärmetauscherkreislauf der Primärpumpen in allen Betriebszuständen des Reaktors.

› Verbesserung der Modellierung physikalischer Phänomene in bestimmten Studien:

- Einsatz einer Berechnungsmethode, die die physikalischen Phänomene für den Transienten des Entfernens eines Leistungsregelstabs aus dem Reaktorkern genauer simuliert (dreidimensionale Modellierung),
- ergänzende Berechnungen, um das gesamte Spektrum der Bruchgrößen bei Dampfrohrbrüchen abzudecken,
- Einsatz eines neuen Berechnungscodes zur Abschätzung der langfristigen Ableitung der Restleistung des Reaktorkerns im Transient bei einem Primärkühlmittelverlust durch einen Zwischenbruch,
- Einführung eines neuen Berechnungsmodells zur Abschätzung der kurzfristigen Restleistung für den Unfalltransienten eines Primärkühlmittelverlusts durch einen Zwischenbruch.

› Die Ausweitung der Sicherheitsuntersuchungen auf eine größere Anzahl von Brennstoffelementkonfigurationen im Reaktorkern, der im „*Garance*“-Betriebsmodus betrieben wird (Brennstoffmanagementzyklen zur Erhöhung des Reaktorbehälter-Schutzes und sogenannte „variable“ Zyklen).

› Die Ausweitung des Nachweises der Kritikalitätskontrolle auf Fälle eines unfallbedingten Herabfallens von Brennelementen im Reaktorgebäude unter Berücksichtigung des neuen Kritikalitäts-Referenzrahmens für Tätigkeiten im Brennelementgebäude und im Reaktor bei offenem Reaktorbehälter.

› Die Einbeziehung neuer Auslegungskriterien zum Verhalten des Brennstoffs in Unfallsituationen:

- Nachweis, dass bei einer Beschädigung der Brennstoffhülle kein Brennstoff austritt, und zwar für Transienten beim Auswerfen von Brennelementbündeln und bei einem blockierten Rotor einer Primärmotorpumpe,
- Überprüfung, dass am Rand der Brennstofftablette kein Schmelzen auftritt, bei Transienten des unkontrollierten Rückzugs beim Anfahren und des Auswurfs von Brennelementbündeln zur Steuerung der Reaktivität,
- Überprüfung, dass es am heißesten Punkt des Reaktorkerns nur zu einer begrenzten Schmelze des Brennstoffs kommt, bei Unfalltransienten der Kategorie 3[e4]des Sicherheitsberichts.

[4] Die im Sicherheitsbericht untersuchten zufälligen und unfallbedingten Transienten werden entsprechend ihrer Häufigkeit und ihrer Folgen in Kategorien eingeteilt.

Titel	**Überprüfung der Knickgrenze der Gitter einer Brennelementkassette**
Thema	Sicherheit / Unfälle ohne Kernschmelze
Typologie	Maßnahmen, die derzeit als Reaktion auf die von der ASN erlassene Vorschrift [Etude-D] geprüft werden, unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase der 4. [e] periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren
Anwendbarkeit	Generisch, Reaktorstufe

Ziel: Verbesserung des Verständnisses der mit dem Brennstoff verbundenen physikalischen Phänomene.

Technischer Hintergrund: Es geht darum, die gleichzeitige Kumulierung eines Unfalls mit Primärkühlmittelverlust und eines Erdbebens zu untersuchen. In solchen Situationen können sich die Gitter der Brennelemente verbiegen („ausknicken“), was die Kühlbedingungen der Brennstäbe oder die Fallbedingungen der Reaktivitätsregelstäbe im Reaktorkern verändern kann. EDF hat eine Versuchsreihe durchgeführt, um die Knickgrenze der Gitter der Brennelemente genauer zu charakterisieren. Dieses Programm bestätigt, dass die derzeitigen Vorkehrungen ausreichen, um bei solchen Unfällen eine ordnungsgemäße Kühlung und die Steuerung der Reaktivität im Reaktorkern nachzuweisen. Gemäß der Vorgabe [Etude-D] wird EDF die Ergebnisse dieser Versuche und der damit verbundenen Studien in den Sicherheitsbericht einfließen lassen.

Titel	**Erweiterung der Studien im ergänzenden Bereich**
Thema	Sicherheit / Unfälle ohne Kernschmelze
Typologie	Betriebsvorschriften (Verhalten im Unfallfall) und technische
Geltungsbereich	Generisch Stufe

Ziel: Bestätigung der Eignung der Reaktoren, neue Unfallszenarien zu bewältigen, die auf mehreren unabhängigen Ausfällen beruhen.

Technischer Hintergrund: Der ergänzende Bereich umfasst eine Reihe von Unfallszenarien, die zusätzlich zu den Unfallszenarien der ursprünglichen Auslegung der Kernkraftwerke von EDF untersucht wurden. Die Studien von EDF haben bereits zur Einführung ergänzender Bestimmungen geführt. Die Prüfung der Unterlagen durch die ASN und das IRSN führt zu dem Vorschlag neuer Bestimmungen:

- eine Weiterentwicklung des Unfallmanagements zur Stabilisierung des Primärkreislaufs während der Rückführung in einen sicheren Zustand bei einer Temperatur von 190 °C im Falle eines vollständigen Ausfalls der Stromversorgung oder eines Ausfalls der Notstromverteilerschaltanlagen („LH“-Schaltanlagen) aufgrund einer gemeinsamen Ursache, wobei die Dichtungen der Primärpumpenaggregate (GMPP) durch Einspritzung von Kühlmittel gesichert werden. Diese Temperatur gewährleistet das langfristig einwandfreie Verhalten der Dichtungen der GMPP. Die dem Sicherheitsbericht zugrunde liegenden Studien werden entsprechend aktualisiert,
- die Öffnung der Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Reaktorbehälters im Falle eines Ausfalls der Kühlquelle, eines Ausfalls der Stromquellen (einschließlich der Notstromdiesel) oder eines Ausfalls der „LH“-Schaltanlagen aufgrund einer gemeinsamen Ursache im Reaktorzustand „Abgeschaltet für primäre Wartungsarbeiten

ausreichend geöffnet“. Diese Maßnahme ermöglicht es, das Risiko einer Drucksteigerung im Reaktorbehälter in diesen Situationen zu bewältigen;

- Die Nachspeisung *über* die Reinwasserreserven des Reaktors mittels der „EAS-ND“-Pumpe für den harten Kern, um eine Freilegung des Reaktorkerns zu verhindern, gefolgt von der Umstellung durch den Bediener auf Wasserumwälzung innerhalb des Reaktorgebäudes bei Ausfall der Stromquellen (einschließlich der Notstromdiesel), auf Reaktorebene oder im Falle eines Ausfalls der „LH“-Schaltanlagen aufgrund einer gemeinsamen Ursache, im Reaktorzustand „Abgeschaltet für primäre Wartungsarbeiten, ausreichend geöffnet“. Diese Maßnahmen ersetzen die derzeitige Vorgehensweise, bei der eine Nachspeisung durch Schwerkraft unter Verwendung eines Wassernachspeisesystems eines anderen Reaktors erfolgt.
- Die Nutzung des Reaktor-Zwischenkühlsystems (RRI) durch Kaltwasser aus dem Wasseraufbereitungs- und -kühlsystem der Lagerbecken (PTR). Um in den meisten Situationen wirksam zu sein, erfordert diese Nutzung eine automatische Entlastung bestimmter klassischer Verbraucher des RRI-Systems bereits zu Beginn des Vorfalls, um einen zu schnellen Temperaturanstieg des Wassers im RRI-System zu vermeiden, bevor es durch das Wasser des PTR-Systems gekühlt wird. Sobald die Notkühlung durch das PTR-System in Betrieb genommen wurde, können die Hauptverbraucher des RRI bei Bedarf wieder angeschlossen werden.
- Die Nachspeisung des Primärkreislaufs durch die Dichtungs-Einspritzpumpe der primären Pumpenaggregate „Harter Kern“ (PIJ-ND) im Modus „Einspritzung an den Verbindungsstellen Nr. 1 der Primärpumpenaggregate“ (IJPP). Diese Anordnung betrifft das Szenario eines Ausfalls aller drei RCV-Pumpen (Pumpen des kolumetrischen und chemischen Kontrollsystems) infolge des Ausfalls der LHA-Schaltanlage (System im Zusammenhang mit den Schaltanlagen der Notfallhilfssysteme des Blocks) in Verbindung mit dem intrinsischen Ausfall der RCV-Pumpe des Kanals B, während der Primärkreislauf zunächst intakt ist.

Darüber hinaus werden die Risiken einer Kernschmelze bei den Kesselzündern und einer Freilegung des Brennstoffs im Brennstoffbecken unter Berücksichtigung der im Rahmen der vierten Sicherheitsüberprüfung des Reaktors eingeführten ergänzenden Maßnahmen als akzeptabel eingestuft und führen daher nicht zur Festlegung neuer ergänzender Maßnahmen.

Überschrift	**Einbau einer Entnahmevorrichtung für das Primärmedium im Stillstandszustand stromabwärts des CEPP-Wärmetauschers (Dichtkreislauf der Primärpumpen)**
Thema	Sicherheit / Unfälle ohne Kernschmelze
Typologie	Technische Umsetzung
Anwendbarkeit	Allgemein – Lager

Ziel: Verhinderung eines Kritikalitätsrisikos, das durch das Eindringen von nicht boriertem Wasser in den Primärkreislauf infolge eines Bruchs im Kühlkreislauf der Primärpumpendichtungen (2e Sicherheitsbarriere) entstehen würde.

Technische Erläuterung: Ziel dieser Anordnung ist es, jegliches Risiko einer heterogenen Verdünnung (Leitung einer Menge klaren Wassers, das nicht mit dem Rest des Primärkreislaufs vermischt ist, zum Reaktorkern) während der Abschaltphasen für Wartungsarbeiten oder das Nachfüllen des Reaktors auszuschließen. Das auslösende Ereignis ist ein Leck am Wärmetauscher des Dichtungskreislaufs der Primärpumpen (CEPP). In diesen Szenarien könnte es in bestimmten Bereichen des Primärkreislaufs zu einer Ansammlung von nicht boriertem Wasser aus dem Zwischenkühlkreislauf kommen. Bei der Inbetriebnahme der ersten Primärpumpengruppe während der Wiederanlaufphase des Reaktors würde der so entstandene Klarwasserpfropf in den Reaktorkern geleitet und könnte möglicherweise eine unkontrollierte Divergenz des Reaktorkerns verursachen.

Das Prinzip der Anordnung besteht darin, die chemischen Eigenschaften des Mediums im volumetrischen und chemischen Kontrollkreislauf vor und hinter dem CEPP-Wärmetauscher zu überwachen, um ein mögliches Leck am CEPP-Wärmetauscher zu erkennen. Das Messprinzip basiert auf der Analyse der Natriumkonzentration in den Proben.

Im Kernkraftwerk Le Blayais werden zwei Wasserproben entnommen und im Labor analysiert: eine Probe des Primärmediums über das nukleare Probenahmesystem (repräsentativ für das Medium vor dem Wärmetauscher) und eine Probe des Mediums hinter dem CEPP-Wärmetauscher, möglichst nahe an diesem.

Für die Entnahme dieser zweiten Probe muss ein Probenahmesystem an der Ableitung für nicht wiederverwendbare flüssige Reaktorabfälle installiert werden.
Die Probenahmen werden von einem Bediener bei normalem Reaktorstillstand durchgeführt, wobei der Reaktor durch das Stillstandskühlsystem gekühlt wird, etwa 8 Stunden vor dem Anlaufen der ersten Primärpumpengruppe. Ein signifikanter Unterschied in der Natriumkonzentration würde auf das Vorliegen eines erheblichen Lecks hindeuten, wodurch das Anlaufen der Primärpumpengruppen untersagt wäre.



Abbildung 3. Darstellung eines Probennehmers

Überschrift	**Einbau einer Entnahmestelle am Doppelmantel der RIS- und EAS-Kreisläufe**
Thema	Sicherheit / Unfälle ohne Kernschmelze
Typologie	Technische Umsetzung
Anwendbarkeit	Allgemein – Lager

Ziel: Überprüfung der Integrität der Sicherheitsbehälter bestimmter Sicherheitskreisläufe.

Technische Erläuterung: Die Rohrleitungen des Sicherheitsinjektionssystems (RIS) und des Wassersprühsystems im Sicherheitsbehälter (EAS) verfügen über eine doppelte Ummantelung, deren Zweck darin besteht, ein versehentliches Leck einzudämmen, das an den Abschnitten der RIS- und EAS-Kreisläufe zwischen den Auffangbecken und dem ersten Absperrventil oder am Ventil selbst auftritt. Diese doppelten Hüllen tragen somit zur Eindämmung radioaktiver Stoffe bei.

Die vorgeschlagene Maßnahme besteht darin, einen Anschluss in den Doppelhüllen der Rohrleitungen anzubringen, der das Einführen einer Endoskopsonde zur visuellen Überwachung des Inneren der Doppelhülle ermöglicht, ergänzend zu den bereits eingesetzten anderen Überwachungs- und Detektionsmitteln. Der so geschaffene Endoskopanschluss verbessert die Möglichkeiten zur Überprüfung des Zustands der Doppelhüllen.

Wird Wasser im Inneren des Doppelmantels festgestellt, erleichtert der Anschluss dessen Trocknung.

3.1.2.2. Bestimmungen zu Beeinträchtigungen

Kernkraftwerke sind so ausgelegt, dass sie vor internen oder externen Beanspruchungen geschützt sind, die auf Naturereignisse oder menschliche Aktivitäten zurückzuführen sind und direkt oder indirekt zu Schäden an den für die grundlegenden Sicherheitsfunktionen erforderlichen Strukturen, Systemen und Komponenten führen könnten.

Die Sicherheitsstudien zu Beanspruchungen bestehen aus einem Teil deterministischer Studien, deren Ziel es ist, die Möglichkeit nachzuweisen, den Reaktor in einen sicheren Zustand zu versetzen und diesen dauerhaft aufrechtzuerhalten. Sie werden, sofern relevant, durch einen probabilistischen Teil (probabilistische Sicherheitsstudien „EPS“) ergänzt.

Darüber hinaus wurde das Ausmaß der Einwirkungen unter Berücksichtigung des Stands der Technik und des aktuellen Wissensstands neu bewertet, insbesondere unter Einbeziehung der Schlussfolgerungen aus den Berichten des Zwischenstaatlichen Ausschusses für Klimawandel (IPCC).

Die berücksichtigten Einwirkungen sind diejenigen, die in den Vorschriften (INB-Erlass) festgelegt sind. Sie können ihren Ursprung innerhalb des Kraftwerks (z. B. Brand, Explosion) oder außerhalb (natürliche Einwirkungen wie Erdbeben oder vom Menschen verursachte Einwirkungen) haben.

Im Vergleich zur vorherigen Überprüfung wurden die Untersuchungen unter Berücksichtigung der von der WENRA[5] festgelegten internationalen Standards durchgeführt. In der Praxis sind die Anforderungen an die Sicherheitsanalyse noch strenger als bei den Untersuchungen vor der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren:

- Durchführung von Sensitivitätsstudien, bei denen Beanspruchungen und Ausfälle von Anlagen in einer ungünstigen Weise kombiniert werden,
- Durchführung von Sensitivitätsanalysen unter der Annahme einer verzögerten Reaktionszeit des Betreibers, wobei die ungünstigsten Annahmen zugrunde gelegt werden,
- Analyse – sofern technisch relevant – des Verhaltens der Anlage bei extremen klimatischen Einwirkungen, deren Eintrittswahrscheinlichkeit unter 10^{-4} pro Jahr liegt, d. h. weniger als einmal alle 10.000 Jahre.

Die Einführung des „Kernkonzepts“ im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung zur Bewältigung von Einwirkungen (Erdbeben, Überschwemmungen usw.) extremer Intensität, die über die bisher festgelegten Werte hinausgehen, ermöglicht es, diesen Anforderungen an verstärkte Untersuchungen gerecht zu werden.

Zum Thema „Einwirkungen“ werden folgende Bestimmungen vorgeschlagen.

5 WENRA: Verband der Atomaufsichtsbehörden der westeuropäischen Länder (Western European Nuclear Regulators Association)

Titel	Erweiterung des Nachweises der nuklearen Sicherheit in Bezug auf Einwirkungen
Thema	Sicherheit / Einwirkungen (alle Einwirkungen)
Typologie	Betriebsvorschriften
Anwendbarkeit	Allgemein – Stufe

Ziel: Bestätigung der Robustheit der Anlage gegenüber neuen, in den Sicherheitsbericht aufgenommenen Angriffsszenarien oder – bei bestehenden Szenarien – gegenüber neuen Untersuchungsannahmen, die den aktuellen Stand des Wissens (physikalische Phänomene, Berechnungsmethoden) berücksichtigen.

Technische Erläuterung: Diese Bestimmungen erweitern den Umfang des Nachweises der nuklearen Sicherheit hinsichtlich der Einwirkungen: Berücksichtigung von Anweisungen der ständigen Expertengruppen[6] zu Störfällen, Verbesserung der Modellierung physikalischer Phänomene (Erweiterung des Wissensstands), Berücksichtigung neuer Störfallszenarien, die sich aus neuen Annahmen oder „Hard-Core"-Situationen ergeben, sowie Berücksichtigung der Empfehlungen der WENRA (Western European Nuclear Regulators Association).

Die Änderungen betreffen die Einbeziehung neuer Nachweise in den Sicherheitsbericht sowie die Anpassung der allgemeinen Betriebsvorschriften im Zusammenhang mit den Schutzmaßnahmen gegen Angriffe.

Titel	Verringerung der Wärmebelastungen
Thema	Sicherheit / Angriffe (Brand)
Typologie	Sachliche Auslegung
Anwendbarkeit	Allgemein – Etage

Ziel: Stärkung der Brandschutzmaßnahmen.

Technische Erläuterung: Im Rahmen der Verbesserung des Brandschutzes hat EDF Studien durchgeführt, die darauf abzielen, die Risiken von Bränden durch Papier, Holz, Karton und Öl in Räumen mit nuklearer Sicherheitsrelevanz zu verringern.

Die vorgeschlagenen Maßnahmen zielen darauf ab, die Brandlast in den betroffenen Räumen zu verringern. Je nach Art der Brandlast werden folgende Lösungen umgesetzt:

- Ersatz von Holzmöbeln durch Metallmöbel,
- Einbau von feuerfesten Schränken zur Aufbewahrung von Papier und Karton oder Verlegung dieser Materialien aus den Bereichen mit nuklearer Sicherheitsrelevanz,
- endgültige Entleerung des Öls aus dem Turbogenerator der Notstromversorgung, wobei dieses System nach Abschluss der 4. periodischen Überprüfung der

6 Zur Vorbereitung ihrer wichtigsten Entscheidungen in Bezug auf Fragen der nuklearen Sicherheit oder des Strahlenschutzes stützt sich die ASNR auf die Stellungnahmen und Empfehlungen von acht ständigen Expertengruppen. Die ASNR konsultiert diese ständigen Gruppen zu Themen, die in ihren jeweiligen Fachgebieten liegen.

Reaktoren mit einer Leistung von 900 MWe.

Titel	**Anbindung des Absperrventils des Wasserstoffkreislaufs an die Brandmeldeanlage (Gefahr eines Entzündungsspritzers von Wasserstoff)**
Thema	Sicherheit / Einwirkungen (Brand)
Typ	Technische Umsetzung
Anwendbarkeit	Allgemein – Lager

Ziel: Verstärkung der Brandschutzmaßnahmen für den Fall, dass ein Brand mit dem Ausfall einer Anlage einer Wasserstoffleitung im Brandbereich zusammenfällt.

Technische Erläuterung: Im Rahmen der Verbesserung des Brandschutzes hat EDF die Risiken einer zusätzlichen Brandlast untersucht, die mit einem Wasserstoffleck im Brandbereich verbunden sind: Der Ausfall einer Komponente in einem mit Wasserstoff geführten Netz im Brandbereich kann nämlich einen entbrannten Wasserstoffstrahl erzeugen, der die Brandlast (Wasserstoff-Brandlast) punktuell erhöhen und somit die im Bereich des Strahls vorhandenen Brandabschnittselemente beeinträchtigen kann.

Es wird eine Änderung vorgeschlagen, um das Risiko einer Wasserstoffzufuhr in Räume mit hoher Brandlast im Brandfall auszuschließen. Die Lösung besteht darin, das Hauptventil der Wasserstoffnetze an das Brandmeldesystem anzuschließen: Wird in den sensiblen Bereichen ein Brand erkannt, sorgt die Automatik dafür, dass das Ventil geschlossen wird und somit die Zufuhr von Wasserstoff in die Leitungen, die durch den Brandbereich verlaufen, unterbunden wird.

Titel	**Verbesserung der Brandsicherheit der Anlage**
Thema	Sicherheit / Einwirkungen (Brand)
Typ	Materielle Bestimmungen zum Brandrisiko zur Erfüllung der von der ASN im Hinblick auf die Schlussfolgerungen der der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren
Geltungsbereich	Generisch, Reaktorstufe

Ziel: Verbesserung der Feuerbeständigkeit der Anlage.

Technische Erläuterung: Als Reaktion auf die Vorschrift [AGR-D] hat EDF die Studien zur Brandrisikokontrolle vervollständigt und zusätzliche Maßnahmen identifiziert, mit denen die Feuerbeständigkeit bestimmter Komponenten verbessert werden kann, wie zum Beispiel:

- das Anbringen von Ummantelungen an Kabelkanälen zur Verringerung der Wärmebelastung,
- den Austausch von Brandabschnittselementen wie Brandschutztüren durch widerstandsfähigere Elemente,
- oder die Verringerung des Ausmaßes oder der Intensität möglicher Brände durch Maßnahmen wie den Einsatz ortsfester Sprinkleranlagen.



Abbildung 4. Beispiel für den Schutz von Kabelkanälen

Als Reaktion auf die ASN-Vorgabe [AGR-E] hat EDF Betriebsvorschriften für Räume eingeführt, in denen ein Brand erhebliche Auswirkungen auf die Sicherheit hätte:

- Räume, in denen ein Brand erheblich zum Risiko einer Kernschmelze oder einer Freilegung der Brennelemente im Brennelementlagerbecken beiträgt,
- Räume, deren Brandabschnittsbildung durch mindestens eine Tür gewährleistet ist, deren geöffneter Zustand im Brandfall zu einer erheblichen Erhöhung des Risikos einer Kernschmelze oder zum Ausfall der redundanten Wasserzufuhr- oder Kühlsysteme des Brennelementlagerbeckens führt.

In diesen Räumen informieren Alarme den Betreiber darüber, ob eine Brandabschnittstür offen geblieben ist. Darüber hinaus werden Vorkehrungen getroffen, um die Lagerung von brennbarem Material in diesen Räumen zu verbieten und Arbeiten an Heißstellen zu kontrollieren, um das Risiko einer Brandentstehung oder einer Brandausbreitung zu begrenzen.

Überschrift	**Brandschutz für Kabel**
Thema	Sicherheit / Gefahren (Brand)
Typologie	Materielle Bestimmungen
Anwendbarkeit	Allgemein – Etage

Ziel: Begrenzung der Sicherheitsrisiken, die durch die Beschädigung von Stromkabeln im Brandfall entstehen.

Technische Erläuterung: Die im Rahmen der[4] periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren durchgeführte probabilistische Sicherheitsstudie zum Thema „Brand“ zeigt den maßgeblichen Beitrag des Elektroraums zum Risiko einer Kernschmelze infolge eines Brandes, wenn der

Reaktor in Betrieb ist. Tatsächlich könnte ein Brand im Elektroraum in bestimmten Situationen zum Ausfall des Stromkreises A und der externen Stromversorgungen führen. In einigen Fällen kann der Brand auch eine ungewollte Auslösung der Notwasserversorgungsturbopumpe für die Dampferzeuger zur Folge haben.

Die Maßnahme zielt darauf ab, das Risiko von Brandszenarien zu verringern, die zu einer Kernschmelze führen können, indem jegliches Risiko einer ungewollten Auslösung des Abschaltbefehls für die Notwasser-Turbo-Pumpe der Dampferzeuger im Falle eines Brandes im Elektroraum vor oder hinter den Steuerungen der Ausweichschalttafel beseitigt wird.

Die Maßnahme wird derzeit geprüft und würde darin bestehen, im Kontrollraum einen Schalter einzubauen, der die Abschaltbefehle für die Turbopumpe sperrt.

Überschrift	**Schutz des Brennelement-Lagerbeckens vor Brandgefahr**
Thema	Sicherheit / Einwirkungen (Brand)
Typ	Derzeit geprüfte Maßnahmen im Anschluss an die Studien, die als Reaktion auf die von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4e periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren
Anwendbarkeit	Generisch, Reaktorstufe

Ziel: Bestätigung der Robustheit der Systeme zur Ableitung der Restleistung des im Lagerbecken befindlichen Brennstoffs gegenüber der Brandgefahr.

Technischer Hintergrund: EDF hat im Rahmen der 4. (e)periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren zahlreiche Brandrisikostudien durchgeführt und daraus Erkenntnisse für die Verstärkung der Anlagen gewonnen.

Ergänzend zu diesen Studien hat die ASN die Vorschrift [AGR-E].II erlassen, in der EDF aufgefordert wird, die Möglichkeiten einer nachträglichen Verstärkung seiner Anlagen zu prüfen, indem unabhängig von deren Zuverlässigkeit die Brandschutzvorkehrungen analysiert werden, deren Ausfall zum Verlust der redundanten Wasserzufuhr- oder Kühlvorrichtungen für das Brennelementlagerbecken führt. Die Analyse führt zur Ermittlung von Betriebsmaßnahmen in Bezug auf:

- Brandabschnittselemente (Dachluken, Trichter, Durchführungen),
- Brandlöschsprinkleranlagen.

Titel	**Verbesserung der Verfügbarkeit des Systems zur Ableitung der Restleistung aus dem „harten Kern"-Behälter (EAS-ND) und Erhöhung der Zuverlässigkeit der Stromverteilung**
Thema	Sicherheit / Einwirkungen (Brand), Unfälle mit Kernschmelze
Typologie	Technische Auslegung
Anwendbarkeit	Allgemein – Lagerung

Ziel: Gewährleistung der Robustheit des Systems zur Ableitung der Restleistung aus dem „harten Kern"-Behälter (EAS-ND) gegenüber internen Beanspruchungen.

Technische Erläuterung: Ziel der Bestimmung ist es, die Verfügbarkeit des Systems zur Ableitung der Restleistung des „Harten Kerns" (EAS-ND) zu erhöhen, indem die Betätigung der Ventile gewährleistet wird, die an der EAS-ND-Wassereinspeisung beteiligt sind, auch in stark verschlechterten „Noyau Dur"-Situationen mit Ausfall der Stromversorgung der Ventile (durch Ausfall der „Noyau Dur"-Schaltanlage im Reaktorblock) und Kernschmelze. In solchen Situationen können die Ventilsteuerungen vom Kontrollraum aus unwirksam sein, und der Zugang zum Ventilraum ist aufgrund der Umgebungsbedingungen nicht möglich. Ein solches hypothetisches Szenario ergibt sich aus den Erkenntnissen der probabilistischen Sicherheitsanalysen, insbesondere der probabilistischen Sicherheitsanalysen im Zusammenhang mit Brandereignissen.

Die Anordnung ermöglicht die Wiederherstellung der Stromversorgung und die Betätigung der für die „Noyau Dur"-Einspritzfunktion erforderlichen EAS-ND-Ventile vom Elektroraum der Ventilsteuerungsschränke aus.

Die Maßnahme besteht in der Einrichtung eines Anschlusskastens, der im Elektroraum (BL) installiert und von einer Schalttafel im Gebäude des Notstromdiesels gespeist wird. Der Anschlusskasten ist mit einer mobilen Selbstüberwachungszelle verbunden, die im Elektroraum bedient werden muss, um die Stromversorgung der Ventile wiederherzustellen und diese zu steuern.

Darüber hinaus wird eine Anpassung der elektrischen Unterverteilung des Reaktors vorgenommen, um den Strombedarf weiterer neuer „Hard-Core"-Verbraucher zu berücksichtigen und die Zuverlässigkeit der Stromversorgung bestimmter sicherheitsrelevanter Verbraucher zu verbessern.



Abbildung 5. Foto der Ankunft des EAS-ND-Wärmetauschers

Überschrift	**Schutz von Räumen, die bei einem Brand durch den Ausfall der ortsfesten Sprinkleranlagen gefährdet sind**
Thema	Sicherheit / Bedrohungen (Brand)
Typologie	Derzeit geprüfte Bestimmungen, die sich aus der Vorschrift [AGR-E].III ergeben, die von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase der 4. [e]periodischen Überprüfung der Reaktoren mit 900 MWe
Anwendbarkeit	Generisch, Reaktorstufe

Ziel: Stärkung der Bestimmungen zur Brandrisikoprävention.

Technische Erläuterung: Über das von EDF eingerichtete Management hinsichtlich der Ausfälle ortsfester Sprühsysteme hinaus hat die ASN die Vorschrift [AGR-E].III erlassen, in der EDF aufgefordert wird, die Räume zu identifizieren, die am anfälligsten für einen längeren Ausfall dieser Systeme sind. Auf dieser Grundlage hat EDF die am stärksten gefährdeten Räume identifiziert und bestätigt, dass die derzeitigen Betriebsvorschriften für die Sprinkleranlagen in diesen Räumen im Hinblick auf die Brandgefahr ausreichend sind.

Überschrift	**Verhinderung des Eindringens von Luft in das Abgasreinigungssystem für wasserstoffhaltige Abgase**
Thema	Sicherheit / Übergriffe (innere Explosion)
Typologie	Sachliche Anordnung
Anwendbarkeit	Allgemein – Lager

Ziel: Stärkung der Bestimmungen zur Explosionsgefahrvermeidung.

Technische Erläuterung: Ziel dieser Bestimmung ist es, zu verhindern, dass Luft aus den Entgasern der Primärabgasbehandlungsanlage in den Behälter der Abgasbehandlungsanlage gelangt, die Wasserstoff enthält.

Die vorgeschlagene technische Maßnahme besteht in der Einrichtung einer neuen automatischen Steuerung, die bei Feststellung einer hohen Sauerstoffkonzentration im Abgasbehandlungssystem folgende Maßnahmen ergreift:

- die Absperrventile der Entgaser des Primärabgasbehandlungssystems automatisch schließt,
- den Entgasungsprozess unterbricht, um die zusätzliche Erzeugung von Abgasen zu vermeiden, die zu einem Druckanstieg in den nachgeschalteten Kreisläufen führen könnten.

Bezeichnung	Einbau einer Anschlussmanschette am Gasspeichersystem
Thema	Sicherheit / Beschädigungen (interne Explosion)
Typ	Materielle Anordnung
Anwendbarkeit	Allgemein – Lager

Ziel: Stärkung der Betriebsvorschriften hinsichtlich der Explosionsgefahr.

Technische Erläuterung: Die Bestimmung zielt darauf ab, jegliche Explosionsgefahr im Behälter des volumetrischen und chemischen Kontrollkreislaufs des Reaktors zu beseitigen, indem jede Möglichkeit einer falschen Ausrichtung der Ventile zwischen den Stickstoff- (N_2) und Wasserstoffkreisläufen (H_2), die diesen Behälter versorgen, während der Inertisierungsphase dieses Behälters vermieden wird.

Zu diesem Zweck wird der beiden Leitungen (H_2/N_2) gemeinsame Abschnitt entfernt und eine abnehmbare Manschette zwischen der Wasserstoff-Einspritzleitung und dem Behälter des volumetrischen und chemischen Kontrollkreislaufs des Reaktors angebracht, um den Wasserstoffkreislauf während der Inertisierungsphasen des Behälters vollständig zu isolieren.

Titel	Verhütung von Explosionsgefahren in den Batterieräumen
Thema	Sicherheit / Einwirkungen (interne Explosion)
Typologie	Materielle Bestimmungen
Anwendbarkeit	Allgemein – Lager

Ziel: Stärkung der Maßnahmen zur Verhütung von Explosionsrisiken in Batterieräumen.

Technische Erläuterung: Die vorliegende Bestimmung ergibt sich insbesondere aus den Erkenntnissen probabilistischer Sicherheitsstudien zum Thema Explosion: Während der Ladephase produzieren Batterien Wasserstoff. Bei unzureichendem Luftaustausch in diesen Räumen kann sich eine explosionsfähige Atmosphäre bilden.

Die vorgeschlagenen Maßnahmen bestehen darin:

- Einbau eines passiven autokatalytischen Rekombinators in dem am stärksten gefährdeten Raum, wodurch die Bildung einer explosionsfähigen Atmosphäre durch Rekombination des in der Raumluft vorhandenen Wasserstoffs verhindert wird. Die Vorrichtung besteht aus einem Metallgehäuse mit katalytischen Platten. Bei Kontakt mit dem Katalysator wird der Wasserstoff mit dem in der Luft enthaltenen Sauerstoff zu Wasserdampf rekombiniert. Bei dieser Reaktion wird Wärme freigesetzt, was zu einer Verringerung der Gasdichte führt. Auf diese Weise wird der Rekombinator automatisch durch einen Saug-Effekt gespeist,
- die Belüftung der Räume im Falle eines Stromausfalls durch den Einbau von Verriegelungsschützen für die Stromversorgung bestimmter Motorlüfter zuverlässiger zu gestalten,

- die Positionierung (offen/geschlossen) bestimmter Brandschutzklappen neu zu programmieren, um die jeweils am besten geeignete Stellung im Hinblick auf die verschiedenen abzusichernden Risiken zu gewährleisten.



Abbildung 6. Foto der Räume, in denen sich die Batterien befinden

Überschrift	**Explosionsschutz für Rohrleitungen im Kernkraftwerksbereich**
Thema	Sicherheit / Einwirkungen (interne Explosion)
Typologie	Materielle Bestimmungen
Anwendbarkeit	Allgemein – Lager

Ziel: Verbesserung der Explosionsfestigkeit der Anlage.

Technische Erläuterung: In den Studien zur nuklearen Sicherheit zum Thema „interne Explosion“ wurden Risiken einer Beschädigung der Rohrleitungen im Reaktorblock identifiziert, die für die nukleare Sicherheit von Bedeutung sind.

Die vorgeschlagenen Maßnahmen bestehen entweder darin, diese zu schützen oder die Ursache der Beschädigung zu beseitigen:

- Zwei Leitungen des Zwischenkühlkreislaufs des Reaktors, die sich im Gebäude der nuklearen Hilfsanlagen befinden, sind durch eine Abschirmung zu schützen, die im Falle eines plötzlichen Öffnens der Tür des angrenzenden Raums durch eine Explosion den Aufprall abfedert,
- An der Hochdruckleitung, die die an den Druckhalter im Reaktorgebäude angeschlossene nukleare Probenahmeleitung angreifen könnte und in der Wasserstoff enthalten sein könnte, wird eine Vorrichtung zur Verhinderung von Schwingungen installiert.

Titel	**Funktionsanalysen zur nuklearen Sicherheit im Hinblick auf eine interne Explosion und Risikoprävention im Reaktorgebäude**
Thema	Sicherheit / Beanspruchungen (Explosion)
Typologie	Zu prüfende Anordnung gemäß der Vorschrift [AGR-G].I, die von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase der 4. (e)periodischen Überprüfung der Reaktoren mit 900 MWe
Anwendbarkeit	Generisch, Reaktorstufe

Ziel: Verbesserung der Explosionssicherheit der Anlage.

Technischer Hintergrund: EDF hat ein umfangreiches Arbeitsprogramm hinsichtlich des Explosionsrisikos durchgeführt. Die von der ASN erlassene Vorschrift [AGR-G].I fordert EDF auf, diese Arbeiten zu einem späteren Zeitpunkt zu vertiefen, indem:

- die Ermittlung von Situationen, in denen die Verfügbarkeit der für das Erreichen und Aufrechterhalten des sicheren Zustands des Reaktors erforderlichen Ausrüstung nicht gewährleistet wäre;
- die quantifizierte Bewertung der Risiken der Bildung einer explosionsfähigen Atmosphäre im Reaktorgebäude, auch im Falle eines Erdbebens, durch Untersuchung der Phänomene, die in der Nähe der betrachteten Leckagen auftreten könnten.

Im Rahmen des Arbeitsprogramms konnten die gegenüber Leckagen empfindlichen Räume außerhalb der dem Wasserstoffsystem zugehörigen demontierbaren Bauteile (insbesondere Ventile) identifiziert werden. Diese Räume werden durch die Installation einer H_2-Detektion gesichert, sofern diese dort noch nicht vorhanden ist. Ist zudem ein steuerbares Ventil zur Isolierung des Lecks in der Anlage vorhanden, so wird das Schließen dieses Ventils an die Wasserstoffdetektion gekoppelt. Ist kein steuerbares Ventil zur Isolierung des Lecks vorhanden, so wird ein Vorgehensplan festgelegt. Diese neuen Bestimmungen werden spätestens bei den 5. zehnjährigen Inspektionen der 900-MWe-Stufe umgesetzt.

Überschrift	Zusätzliche Schutzmaßnahmen gegen interne Explosionen
Thema	Sicherheit / Einwirkungen (Explosion)
Typologie	Maßnahmen, die derzeit auf der Grundlage der von der ASN im Hinblick auf die Ergebnisse der generischen Phase der 4. [e] periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren
Anwendbarkeit	Generisch, Reaktorstufe

Ziel: Bestätigung der Robustheit der Systeme zur Ableitung der Restleistung des im Lagerbecken befindlichen Brennstoffs hinsichtlich des Explosionsrisikos.

Technische Erläuterung: Analog zum Brandfall hat EDF in Anwendung der von der ASN erlassenen Vorschrift [AGR-G].II der ASN hat EDF die Explosionsschutzvorrichtungen identifiziert, deren Ausfall – unabhängig von ihrer Zuverlässigkeit – zu einer erheblichen Erhöhung des Risikos einer Kernschmelze oder zum Verlust der redundanten Wasserzufuhr- oder Kühlsysteme für das Brennelementlagerbecken führt. EDF schlägt die Umsetzung von Betriebsvorschriften vor, die darauf abzielen, das mit dem Ausfall dieser Anlagen verbundene Explosionsrisiko zu verringern, und sieht insbesondere die Einführung folgender Maßnahmen vor:

- Betriebsvorschriften zur Begrenzung des Risikos der Bildung einer explosionsfähigen Atmosphäre bei Wartungsarbeiten an den Rückschlagventilen des chemischen und volumetrischen Regelkreises,
- eines Warnsystems bei Öffnung der vorgeschriebenen geschlossenen Türen, um die Ausbreitung einer explosionsfähigen Atmosphäre zu verhindern,
- von Vorschriften zur Überwachung der Wartung der Entgaser für die Aufbereitung des Primärabwassers, um jegliches Risiko einer detonationsfähigen Mischung aus O_2 und H_2 im Behälter im Falle eines Ausfalls eines Sauerstoffmessgeräts zu vermeiden,
- einer kürzeren Reparaturfrist im Falle eines vollständigen Ausfalls der Belüftung, um im Falle eines Lecks eine explosionsfähige Atmosphäre in bestimmten Räumen zu vermeiden,
- einer betrieblichen Überwachung des Stoßschutzes, der im Explosionsfall zwei Rohrleitungen des Zwischenkühlkreislaufs schützt,
- Betriebsvorschriften zur Begrenzung des Risikos der Bildung einer explosionsfähigen Atmosphäre bei Wartungsarbeiten in besonders gefährdeten Räumen.

Titel	Vollständiger Ausfall der Stromversorgung bei extremer Hitze
Thema	Sicherheit / Angriffe (extreme Hitze)
Typologie	Derzeit geprüfte Maßnahmen im Anschluss an die Studien, die gemäß der von der ASN im Hinblick auf die Schlussfolgerungen der generischen Phase der 4e periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren
Anwendbarkeit	Generisch, Reaktorstufe

Ziel: Bestätigung der Robustheit der Anlage gegenüber Szenarien eines vollständigen Ausfalls der Stromquellen bei hohen Außentemperaturen.

Technische Erläuterung: Im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren hat EDF gemäß dem Referenzsystem „Grands Chauds“ sichergestellt, dass die Hauptnotstromaggregate (2 Aggregate pro Reaktor) bei hohen Temperaturen funktionsfähig bleiben. Im Rahmen der Bilanz dieser Überprüfung fordert die ASN EDF mittels der Vorschrift [AGR-B] auf, Situationen eines vollständigen Ausfalls der Stromversorgung (externe Stromversorgung und Hauptnotstromaggregate) zu untersuchen, die einen Reaktor sowie alle Reaktoren eines Standorts betreffen, und zwar in Verbindung mit der „Langzeit“-Temperatur des Referenzrahmens „Grands Chauds“.

Die Ergebnisse dieser Untersuchungen haben es ermöglicht, die Notwendigkeit der Einführung folgender Maßnahmen festzustellen:

- Verbesserung der Langzeitkühlung bestimmter Räume im Elektroraum, darunter der Überlebensbereich für den Fall eines Ausfalls der Kältequelle,
- Einrichtung der Notstromversorgung für die Dampferzeuger im Zustand „Hard Core“ (ASG-ND) sowie der festen Nachspeiseleitung für das Wasserbecken des Brennstoffgebäudes (BK) durch das allgemeine Rohwassersystem (SEG),
- Einsatz einer Injektionspumpe an den Dichtungen der Primärpumpenaggregate „Harter Kern“ (PIJ-ND).

Bezeichnung	Schutz vor Tornados (Gitter)
Thema	Sicherheit / Bedrohungen (Tornado)
Typologie	Materielle Bestimmungen
Anwendbarkeit	Allgemein – Stufe

Ziel: Erhöhung des Schutzniveaus des Kraftwerks gegenüber der Gefahr durch Tornados.

Technische Erläuterung: Im Rahmen eines einheitlichen Ansatzes für alle Kernkraftwerke („INB“) wurde von der ASN nach Prüfung der Vorschläge der verschiedenen INB-Betreiber eine Referenz-Tornado-Stufe festgelegt. Somit entspricht der Referenz-Tornado in Frankreich der Intensität EF2 (auf der Enhanced-Fujita-Skala): Er ist definiert durch eine durchschnittliche Windgeschwindigkeit von 55,5 m/s, eine maximale Druckänderung von 2,4 kPa und eine damit verbundene Druckabfallgeschwindigkeit von 0,38 kPa/s. Die Beschädigung der Anlagen durch Projektile wird berücksichtigt. Dabei werden folgende Projektile berücksichtigt: ein Projektil vom Typ „Holzbrett“ mit den Abmessungen 0,10 × 0,25 × 3,80 m und einer Masse von 50 kg sowie ein Projektil vom Typ Stahlkugel (2,5 cm Durchmesser und ein Gewicht von 70 g). Die horizontale Geschwindigkeit der Projektile entspricht einem Drittel der Tornado-Windgeschwindigkeit.

Die vorgeschlagenen Maßnahmen basieren auf der Anbringung von Schutzvorrichtungen an den Lüftungsöffnungen bestimmter Gebäude sowie von Schutzvorrichtungen in Form von Gitterabdeckungen an den zu schützenden Außenbauteilen. *Eine Darstellung des Tornadoschutzes ist in Abbildung 20 zu sehen (siehe Abschnitt 3.1.2.5.1 zu den Maßnahmen für den „harten Kern“).*

3.1.2.3. Maßnahmen bezüglich des Brennstofflagerbeckens

EDF hat sich als Sicherheitsziel gesetzt, die Freilegung der Brennelemente bei unbeabsichtigten Entleerungen und beim Verlust der Kühlung äußerst unwahrscheinlich zu machen.

Die Sicherheit der Brennelementlagerbecken wurde neu bewertet:

- Verhütung und Eindämmung von Störfällen und Unfällen, die gelagerte oder gehandhabte Brennelemente betreffen,
- Schutz der Kühlsysteme des Brennelement-Lagerbeckens vor internen Beeinträchtigungen,
- Vermeidung von Risiken im Zusammenhang mit der Handhabung von Brennstofftransportbehältern.

Deterministische Studien haben gezeigt, dass die Sicherheitskriterien für alle im Rahmen des Sicherheitsnachweises berücksichtigten Unfallauslöser dank der bestehenden Vorkehrungen erfüllt sind. Dieser Ansatz wurde auf interne Beeinträchtigungen ausgeweitet. Er hat gezeigt, dass die Ableitung der Restleistung und der Wasserstand im Brennelementlagerbecken auch in diesen Situationen gewährleistet sind.

Zur Ergänzung des deterministischen Ansatzes wurden probabilistische Untersuchungen durchgeführt. Diese zeigen, dass die Risiken einer Freilegung des Brennstoffs dank der bestehenden Schutzmaßnahmen bereits äußerst gering sind:

- hinsichtlich des Risikos einer unbeabsichtigten Entleerung des Brennstoffbeckens: automatische Absperrung der Ansaugleitung des Kühlkreislaufs des Brennstoffbeckens (PTR) bei Erreichen eines „sehr niedrigen“ Füllstands im Becken,
- hinsichtlich des Risikos der Kühlung: Wasserzufuhr in das Brennstofflagerbecken durch das Brandbekämpfungssystem.

Zum Thema „Brennstoffbecken“ werden folgende Maßnahmen vorgeschlagen.

Überschrift	**Schutzvorrichtung zwischen den BK-Becken des Schutz 2 gegen Brandschutz Pumpen Kühlpumpen des**
Thema	Sicherheit / Schwimmbad mit Brennstoff
Typologie	Technische Ausstattung
Anwendbarkeit	Allgemein Stufe

Ziel: Erhöhung der Robustheit des Systems zur Ableitung der Restleistung des im Lagerbecken befindlichen Brennstoffs hinsichtlich der Brandgefahr.

Technische Erläuterung: EDF hält es für erforderlich, die Anlage anzupassen, um dem Risiko eines vollständigen Ausfalls der Kühlfunktion des Brennelement-Lagerbeckens im Falle eines Brandes an einer der beiden Pumpen des Wasseraufbereitungs- und Kühlsystems der Becken (PTR) entgegenzuwirken. Tatsächlich befinden sich die beiden PTR-Pumpen nahe beieinander im selben Raum, was das Risiko eines Ausfalls der Kühlfunktion des Brennelement-Lagerbeckens

im Falle einer Ausbreitung eines Brandes von einer Pumpe auf die andere. *Eine Darstellung dieser Anordnung ist in Abbildung 7 zu sehen.*

In diesem Fall würde die nukleare Sicherheit zunächst durch die Wasserzufuhr in das Lagerbecken gewährleistet und anschließend durch die Wiederaufnahme der Kühlung, sobald die Kühlfunktion des PTR-Systems wiederhergestellt ist oder die mobile Kühlanlage „PTR bis“ von der FARN vor Ort in Betrieb genommen wird.

Dennoch wird zwischen den beiden PTR-Pumpen ein Brandschutz vorgesehen, um diese erste Verteidigungslinie zu verstärken.

Die vorgeschlagene Maßnahme besteht in der Installation einer Brandschutzwand zwischen den beiden Pumpen. Die Unversehrtheit der Wand im Falle eines Erdbebens ist gewährleistet.

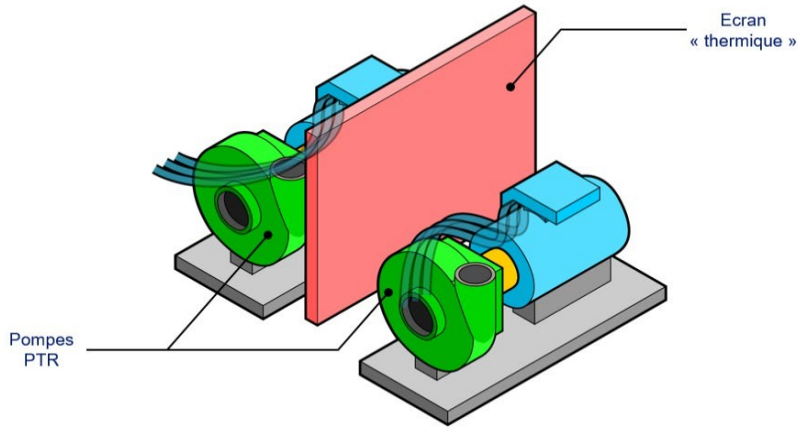


Abbildung 7. Einbau einer Hitzeschutzwand zwischen den Pumpen des Kühlsystems des Brennelement-Lagerbeckens

Titel	**Ergänzende Untersuchungen zur Sicherheit der Becken im Reaktorgebäude (BR) und im Brennstoffgebäude (BK)**
Thema	Sicherheit / Brennelementbecken
Typ	Betriebsvorschrift (Verhalten im Unfallfall) und Aktualisierung des Sicherheitsberichts Derzeit in Prüfung befindliche Maßnahmen gemäß der von der ASN erlassenen Vorschrift [PISC-B].II unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase der 4. e periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren
Anwendbarkeit	Generisch, Reaktorstufe

Ziel: Bestätigung der Robustheit der Anlage gegenüber Unfallszenarien, die eintreten können, wenn das Becken des Reaktorgebäudes und das Brennelement-Lagerbecken miteinander verbunden sind.

Technische Erläuterung: Es wurden Unfallszenarien einer Entleerung des Brennelement-Lagerbeckens untersucht, die vom Becken des Reaktorgebäudes (BR) aus ausgelöst werden, und zwar in den Zuständen „Abgeschaltet zur Brennelementwechsel“ (APR) und „Vollständig entladener Reaktor“ (RCD), wenn das Ventil der Übertragungsleitung geöffnet ist. Die Studien sind im Sicherheitsbericht enthalten.

Die Becken und die Transferleitung sind in Abbildung 8 dargestellt.

Die vorgeschlagene Betriebsanweisung sieht vor, im Falle einer unbeabsichtigten Entleerung die Maßnahmen so zu gestalten, dass das Ventil der Transferleitung in diesen Situationen vom Kontrollraum aus geschlossen wird.

Ergänzend dazu fordert die von der ASN erlassene Vorschrift [PISC-B].II EDF auf, Situationen eines Kühlmittelverlusts oder einer Entleerung des Becken des Reaktorgebäudes zu untersuchen, wenn die beiden Becken *über* die Übertragungsleitung miteinander verbunden sind, einschließlich der Fälle, in denen sich ein Brennelement in der Übertragungsleitung befindet.

Die im Anschluss an das Arbeitsprogramm vorgeschlagenen Maßnahmen lauten wie folgt:

- Betriebsänderung, um sicherzustellen, dass die Brennelemente im Falle einer Entleerung des Beckens und im Falle eines Kühlmittelverlusts nicht freigelegt werden, wenn ein Brennelement im Zustand „Abgeschaltet zur Brennelementwechsel“ gehandhabt wird,
- Einrichtung eines Alarms und einer Hupe, um den Bediener über einen Vorfall mit sinkendem Wasserstand im Becken des Reaktorgebäudes (BR) zu informieren, wenn sich der Reaktor im Zustand „Abgeschaltet zur Brennelementwechsel“ befindet,
- Betriebsanpassungen zur Verbesserung des Umgangs mit Leckagen, wenn sich der Reaktor im Zustand „Abgeschaltet zur Brennelementwechsel“ befindet,
- Einrichtung einer Messstelle für den Sumpf im Reaktorgebäude.

Diese Maßnahmen wurden ausgewählt, um einen sicheren Weg für Unfallsituationen im APR-Zustand nachzuweisen.

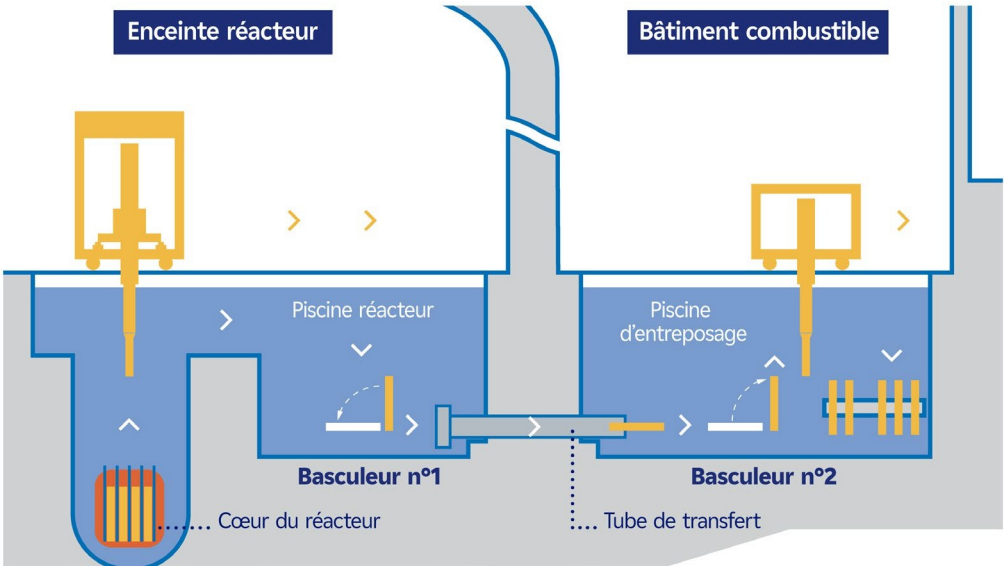


Abbildung 8. Reaktorgebäude-Lagerbecken und Brennelement-Lagerbecken (Darstellung des Transports eines Brennelementbündels vom Reaktorkern zum Lagerbecken)

Überschrift	Rückkehr in einen Zustand ohne Sieden des BK-Beckens nach einem Unfall oder einer Störung
Thema	Sicherheit / Brennelementbecken
Typ	Maßnahmen, die derzeit als Reaktion auf die von der ASN erlassene Vorschrift [PISC-C] geprüft werden, die sich auf die Schlussfolgerungen der generischen Phase der 4. [e]periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren stützt
Anwendbarkeit	Generisch, Reaktorstufe

Ziel: Sicherstellen, dass die Auslegung es ermöglicht, nach einem Unfall oder einer Störung in einen Zustand zurückzukehren, in dem die Restleistung des im Lagerbecken befindlichen Brennstoffs abgebaut wird, ohne dass das Wasser im Becken zum Sieden kommt.

Technische Erläuterung: EDF hat die nuklearsicherheitstechnischen Untersuchungen zum Brennelement-Lagerbecken durchgeführt und dabei als Kriterium für den Nachweis der nuklearen Sicherheit die Nichtfreilegung der Brennelemente unter Wasser im Brennelementgebäude (BK) herangezogen. Dieser Zustand gewährleistet – unabhängig davon, ob das Wasser im Brennelementbecken siedet oder nicht – die Kühlung der Brennelemente und die Eindämmung radioaktiver Stoffe sowie die Kontrolle der Reaktivität.

Die von EDF im Rahmen der Umsetzung der ASN-Vorgabe [PISC-C] durchgeführten Analysen haben gezeigt, dass bei Unfällen oder Angriffen die Beendigung des Siedevorgangs im Brennelementbecken mit Hilfe von standortinternen oder mobilen Mitteln erreicht werden kann. Nur bei einem einzigen Unfallszenario, das mit einem Bruch der Saugleitung des PTR-Kühlsystems zusammenhängt, ist es nicht möglich, die Kühlung des Brennelementlagerbeckens durch ein Kühlsystem wiederherzustellen. Die Kühlung würde dann durch eine Wasserzufuhr gewährleistet. EDF plant, Maßnahmen zur Verhinderung eines solchen Szenarios zu ergreifen, indem die Überwachung dieses Rohrleitungsabschnitts verbessert wird.

3.1.2.4. Maßnahmen bei Unfällen mit Kernschmelze

Im Rahmen der[4] periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren ist es das Ziel von EDF, bei Unfällen mit Kernschmelze das Risiko erheblicher Freisetzungen deutlich zu verringern, um dauerhafte Auswirkungen auf die Umwelt zu vermeiden.

Zu diesem Zweck strebt EDF an, die Radioaktivität im Falle eines hypothetischen Unfalls mit Kernschmelze im Sicherheitsbehälter einzuschließen, und zwar *durch*:

- die Ableitung der Restleistung aus dem Reaktorkern ohne Öffnung der Sicherheitsbehälter-Entlüftungsvorrichtung (sogenannte „U5“-Vorrichtung), um die Freisetzung von Radioaktivität über die Luft („Luftweg“) zu vermeiden,
- die Stabilisierung des Coriums auf der Fundamentplatte des Reaktorgebäudes durch dessen Verteilung und erneute Überflutung. Ziel ist es, sicherzustellen, dass die Fundamentplatte nicht durchbrochen wird, um das durch den Unfall entstandene kontaminierte Wasser im Reaktorgebäude einzuschließen, damit es zur Entfernung der darin enthaltenen Radionuklide aufbereitet werden kann und somit die Ausbreitung flüssiger radioaktiver Stoffe außerhalb des Standorts („Wasserweg“) verhindert wird.

Die „Noyau Dur"-Maßnahmen sowie ein direkt aus dem EPR-Design abgeleitetes Kühlkonzept (Corium-Verteilungsvorrichtung, vgl. Anlage 1 der öffentlichen Anhörung) ermöglichen es, diese Ziele zu erreichen und die Exposition der Bevölkerung gegenüber ionisierender Strahlung im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze sehr deutlich zu reduzieren.

Zum Thema „Unfälle mit Kernschmelze" werden folgende Maßnahmen vorgeschlagen.

Überschrift	**Erweiterung des Nachweises der nuklearen Sicherheit in Bezug auf Unfälle mit Kernschmelze**
Thema	Sicherheit / Unfälle mit Kernschmelze – Wasser- und Luftpfad
Typologie	Betriebsvorschriften
Anwendbarkeit	Allgemein – Reaktorstufe

Ziel: Bestätigung der Robustheit der Anlage gegenüber neuen Unfallszenarien mit Kernschmelze, die in den Sicherheitsbericht aufgenommen wurden, oder – bei bestehenden Szenarien – gegenüber neuen Untersuchungsannahmen, die den aktuellen Stand des Wissens (physikalische Phänomene, Berechnungsmethoden) berücksichtigen.

Technische Erläuterung: Diese Bestimmungen erweitern den Umfang des Nachweises der nuklearen Sicherheit bei Unfällen mit Kernschmelze: Berücksichtigung der Anweisungen der ständigen Expertengruppen[7] zu Unfällen mit Kernschmelze, Verbesserung der Modellierung physikalischer Phänomene (Verbesserung des Wissensstands) und Berücksichtigung neuer Unfallszenarien, die sich aus neuen Annahmen ergeben.

Die Änderungen betreffen die Einbeziehung neuer Nachweiselemente in den Sicherheitsbericht sowie die Anpassung der allgemeinen Betriebsvorschriften im Zusammenhang mit den Bestimmungen zum Management von Unfällen mit Kernschmelze.

7 Zur Vorbereitung ihrer wichtigsten Entscheidungen in Fragen der nuklearen Sicherheit oder des Strahlenschutzes stützt sich die ASNR auf die Stellungnahmen und Empfehlungen von acht ständigen Expertengruppen. Die ASNR konsultiert diese ständigen Gruppen zu Themen, die in deren jeweilige Fachgebiete fallen.

Bezeichnung	Ersatz bestehender, für einen Unfall mit Kernschmelze nicht qualifizierter Ausrüstung
Thema	Sicherheit / Unfälle mit Kernschmelze – Wasser- und Luftweg
Typologie	Ausrüstung
Anwendbarkeit	Allgemein Stufe

Ziel: Anpassung der Qualifikationsanforderungen, insbesondere in Bezug auf „Hard-Core"-Situationen, an bestimmte vorhandene Ausrüstungen, die bei einem Unfall mit Kernschmelze erforderlich sind.

Technische Erläuterung: Ziel der vorgeschlagenen Bestimmungen ist es, sicherzustellen, dass die im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze erforderlichen Ausrüstungen den Belastungen und Umgebungsbedingungen standhalten, denen diese Ausrüstungen in den betrachteten Situationen – insbesondere in „Hard-Core"-Situationen – ausgesetzt sind.

Bestehende Ausrüstungen, die nicht qualifiziert werden können, werden ersetzt oder so modifiziert, dass die Funktionalität erhalten bleibt (Beispiele: Austausch von Stellantrieben an motorisierten Ventilen, Austausch bestimmter elektrischer Komponenten, Austausch mechanischer Komponenten oder Dichtungen mechanischer Komponenten).

Bezeichnung	Fest installierte Anlagen zur Aufbereitung von kontaminiertem Wasser im Reaktorgebäude und mobile Module zur Aufbereitung von kontaminiertem Wasser
Thema	Sicherheit / Unfälle mit Kernschmelze – Wasserkreislauf – Umgang mit kontaminiertem Wasser contaminés
Typologie	Materielle Bestimmungen und derzeit geprüfte Maßnahmen als Reaktion auf die von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4e periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren
Anwendbarkeit	Generisch, Reaktorstufe

Ziel: Verringerung der Kontamination des Wassers im Reaktorgebäude nach einem Unfall, der zu einer Kernschmelze geführt hat, sowie Begrenzung des Ausmaßes und der Dauer der Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umwelt im Falle eines Lecks außerhalb der Gebäude.

Technische Erläuterung: Die vorgeschlagene Maßnahme umfasst zwei Teile:

- Der erste Teil der Maßnahme besteht in der Einrichtung einer festen Leitung, die an der Außenfassade der Gebäude mündet und an die bestehende Absaugleitung für das Wasser aus den Sammelbecken des Reaktorgebäudes angeschlossen ist. Diese Leitung ermöglicht den Anschluss einer mobilen Pumpeinrichtung zum Abpumpen des Wassers aus dem Reaktorgebäude zwecks Dekontaminationsbehandlung, bevor es über eine andere geeignete Leitung wieder in das Reaktorgebäude zurückgeleitet wird (siehe die folgende Maßnahme *„Einrichtung einer Einspeiseleitung und einer mobilen Ersatzvorrichtung für die* EAS-ND-Anlage"). An der Fassade schließt ein Schnellkupplungsstecker die Leitung ab, um die mobile Anlage anzuschließen. Die Leitung ist mit geeigneten Armaturen ausgestattet. Die gesamte Anlage ist robust gegen aggressive Einflüsse

„Noyau Dur“ ausgelegt. Die Stromversorgung des motorbetriebenen Ventils erfolgt über das Stromversorgungsnetz „Noyau Dur“, das durch den Notstromdiesel abgesichert ist.

› Der zweite Teil der Anlage besteht aus einer mobilen Anlage zur Aufbereitung von kontaminiertem Wasser (bezeichnet als UMTEC).

Diese Anordnung ist in Abbildung 9 dargestellt.

Schließlich zeigen die für das Kernkraftwerk Blayais im Rahmen der Vorschrift [AG-D] durchgeführten StudienIII zeigen, dass die Umsetzung aller Verbesserungsmaßnahmen für den Fall eines Unfalls mit Kernschmelze (darunter insbesondere die UMTEC) tatsächlich eine ausreichende Begrenzung der Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Gewässer der natürlichen Umwelt ermöglicht, sodass keine zusätzlichen Maßnahmen erforderlich sind.

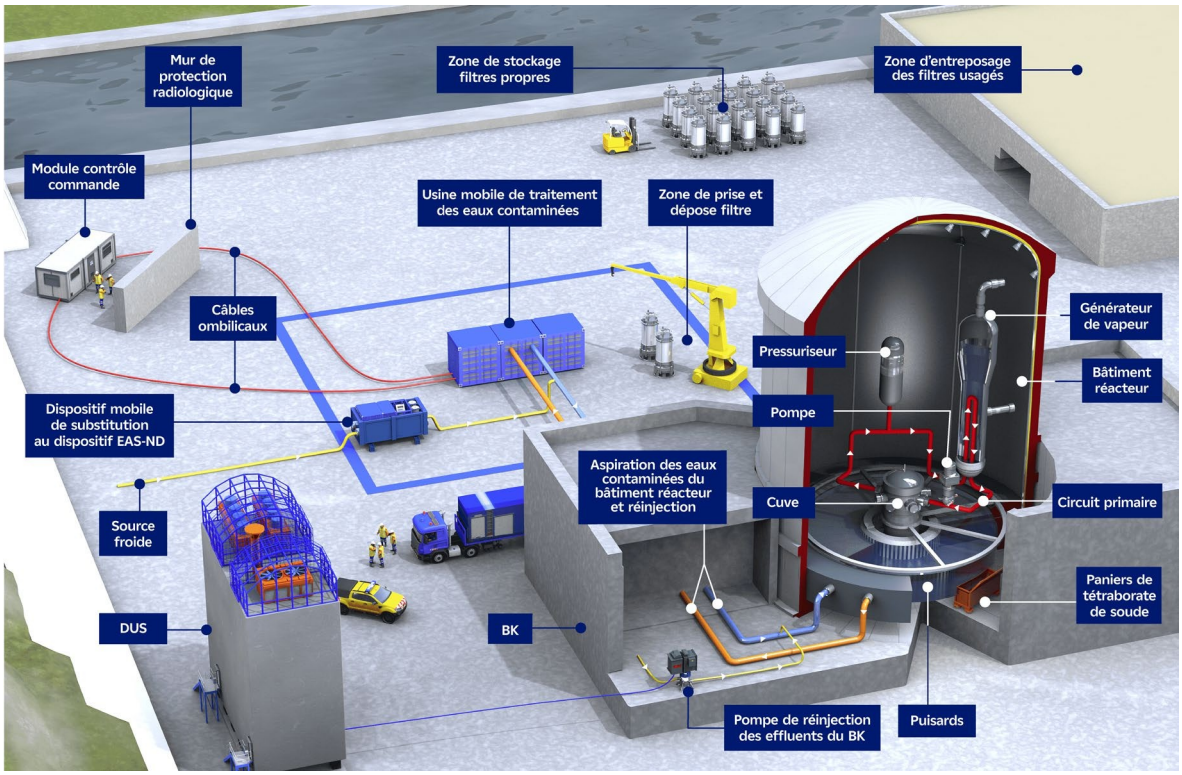


Abbildung 9. Veranschaulichung der Maßnahmen:

- „Feste Leitungen zur Aufbereitung von kontaminiertem Wasser im Reaktorgebäude und mobile Module zur Aufbereitung von kontaminiertem Wasser“,
- „Inbetriebnahme einer Injektionsleitung und einer mobilen Anlage als Ersatz für die EAS-ND-Anlage“,
- „Rückführung der Abwässer aus dem Brennelementgebäude in das Reaktorgebäude“,
- „Aufstellung von Behältern mit Dinatriumtetraborat-Decahydrat in den Sumpfbecken des Reaktorgebäudes“.

Titel	**Einrichtung einer Injektionsleitung und einer mobilen Vorrichtung als Ersatz für die EAS-ND-Vorrichtung**
Thema	Sicherheit / Unfälle mit Kernschmelze – Wasserweg
Typ	Technische Ausstattung
Anwendbarkeit	Allgemein Stufe

Ziel: Sicherstellung der fortgesetzten Kühlung des stabilisierten Coriums auf der Fundamentplatte des Reaktorgebäudes nach einem mittel- bis langfristigen Ausfall des EAS-ND-Systems (mehr als einige Tage nach Beginn des Unfalls) im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze.

Technische Erläuterung: Ziel dieser Maßnahme ist es, eine Wasserzufuhr in das Reaktorgebäude zu gewährleisten, um das durch die Kernschmelze entstandene Corium unter Wasser zu halten, falls das EAS-ND-System mittel- bis langfristig (mehr als einige Tage nach Unfallbeginn) nicht verfügbar ist, und so die Abtragung der Fundamentplatte zu begrenzen.

Die vorgeschlagene Maßnahme besteht darin, eine unabhängige Festleitung im Reaktorblock zu verlegen, um Wasser von außerhalb der Gebäude zu den Sammelbecken des Reaktorgebäudes zu leiten. An der Fassade des Brennelementgebäudes ist die Leitung mit einem Schnellkupplungsstecker ausgestattet, um die mobile Wassereinspeisungsanlage anzuschließen. Die Leitung ist mit Armaturen ausgestattet, um die Integrität des Sicherheitsbehälters zu gewährleisten, wenn sie nicht in Gebrauch ist.

Die Wassereinspeisung erfolgt über eine mobile Anlage (Pumpe, Schläuche, Stromaggregat und Zubehör), die das Ansaugen von Wasser aus der Kaltwasserquelle und die Stromversorgung des Ventils der ortsfesten Leitung ermöglicht.

Diese Funktion der Wassereinspeisung nutzt die Messung des Wasserstands am Boden des Reaktorgebäudes, die Gegenstand einer eigenen Maßnahme ist (siehe die Maßnahme *„Einrichtung einer Pegelmessung in den Sumpfbecken im* Reaktorgebäude“).

Die so geschaffene feste Leitung kann auch für den eventuellen Bedarf an Rückführung von kontaminiertem Wasser in das Reaktorgebäude nach dessen Aufbereitung durch mobile Dekontaminationsmodule genutzt werden (*siehe* die vorangegangene Bestimmung *„Feste Leitungen für die Aufbereitung von kontaminiertem Wasser im Reaktorgebäude und mobile Module zur Aufbereitung von kontaminiertem* Wasser“).

Diese Anordnung ist in Abbildung 9 dargestellt.

Überschrift	**Rückführung von Abwässern aus dem Brennelementgebäude in das Reaktorgebäude**
Thema	Sicherheit / Unfälle mit Kernschmelze – Wasser- und Luftpfad
Typologie	Materielle Bestimmungen
Anwendbarkeit	Allgemein – Reaktorblock

Ziel: Beseitigung des Risikos einer Stagnation von kontaminiertem Wasser am Boden des Brennelementgebäudes, die möglicherweise infolge eines Unfalls mit Kernschmelze auftreten kann, und damit Begrenzung des Risikos radioaktiver Freisetzungen.

Technische Erläuterung: Ziel der Bestimmung ist es, das Risiko der Ansammlung von kontaminiertem Wasser am Boden des Reaktorgebäudes (BK) zu beseitigen und damit das Risiko radioaktiver Freisetzungen (über die Luft oder durch Versickern durch die Bodenplatte des BK) zu begrenzen. Sie ermöglicht es, eventuelle Wassermengen, die aus Restleckagen der Kreisläufe (Leckagen an Armaturen) oder aus Abflüssen aus dem Brennelementlagerbecken stammen (z. B. mögliche Leckagen an der Auskleidung, Siedevorgänge im Brennelementlagerbecken, die durch Kondensation an den Wänden Wasser am Boden des BK erzeugen).

Die vorgeschlagene Maßnahme besteht darin:

- die Einrichtung von Pump- und Leitungssystemen (Rohrleitungen und Armaturen), die für die Bedingungen eines Unfalls mit Kernschmelze ausgelegt sind, um das in den entsprechenden Sammelbecken am Boden des Brennstoffgebäudes aufgefangene Wasser wieder in das Reaktorgebäude (BR) zurückzuführen,
- bestimmte Sammelbecken zu errichten oder anzupassen, um die Pumpvorrichtung aufzunehmen und deren vollständige Dichtheit unter allen Umständen durch eine geeignete Auskleidung zu gewährleisten,
- eine für die Steuerung der Rückführung erforderliche Füllstandsmessung zu installieren,
- eine Sammelleitung zu verlegen, die an den Leckageauffangstutzen des Hauptabsperrventils der Saugleitung der Sumpfbecken der Funktion EAS-ND angeschlossen ist und bis zu einem geeigneten Sammelsumpfbecken führt.

Die Rückführleitungen sind an die Wasserinjektionsleitung im BR angeschlossen, die Gegenstand der Bestimmung *„Inbetriebnahme einer Einspeiseleitung und einer mobilen Ersatzvorrichtung für die EAS-ND-Vorrichtung“*.

Diese Anordnung ist in Abbildung 9 dargestellt.

Titel	**Einrichtung einer Wasserstandsmessung in den Sumpfbecken des Reaktorgebäudes**
Thema	Sicherheit / Unfälle mit Kernschmelze – Wasserweg
Typologie	Technische Ausstattung
Anwendbarkeit	Allgemein – Stufe

Ziel: Einrichtung der erforderlichen Messtechnik zur Steuerung des mobilen Ersatzmittels für das EAS-ND-System

Technische Erläuterung: Ziel der vorgeschlagenen Bestimmung ist es, den Wasserstand in den Sumpfbecken des Reaktorgebäudes (BR) im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze zu messen, um bei Bedarf das am Boden des BR erforderliche Wasservolumen zur Überflutung des Coriums aufzufüllen, auch wenn das EAS-ND-System nicht verfügbar ist.

Ein Sensor (der den Bedingungen eines Unfalls mit Kernschmelze und dem Erdbeben „Noyau Dur“ standhält) wird installiert, um die Wassereinspeisung zu steuern, die dazu dient, die Überflutung des Coriums aufrechtzuerhalten und gleichzeitig ein Überfüllen des BR-Bodens zu vermeiden: Der Wasserstand muss nämlich unterhalb der Höhe der Luftentnahmestelle bleiben, die im Falle einer Ausfall des EAS-ND-Systems zur Entlüftung des Sicherheitsbehälters dienen würde.

Diese Vorkehrung ist auch für die Funktion der Wassereinspeisung in den BR erforderlich, die im Falle der Nichtverfügbarkeit der EAS-ND-Anlage genutzt werden könnte (*siehe* Vorkehrung *„Einsatz einer Einspeiseleitung und einer mobilen Ersatzvorrichtung für die* EAS-ND-Anlage“).

Schließlich umfasst die Stromversorgung der Füllstandsmessung mindestens eine autonome Stromversorgung, die bei Ausfall des Notstromdiesels (DUS) verfügbar ist. Die Füllstandsdaten stehen im Elektroraum zur Verfügung.

Diese Anordnung ist in Abbildung 10 dargestellt.

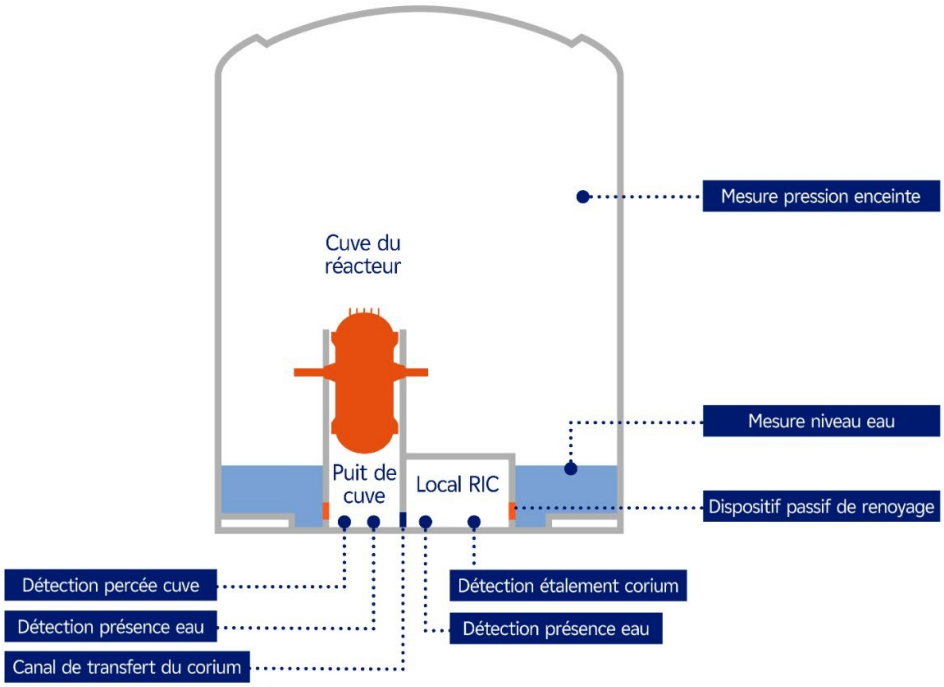


Abbildung 10. Darstellung der Wasserstandsmessung in den Sumpfbecken des Reaktorgebäudes und der Erkennung der Ausbreitung des Coriums im Instrumentenraum des Reaktorkerns

Überschrift	Stromversorgungsreserve für die Erkennung eines Behälterdurchbruchs durch das DUS und Einrichtung einer Coriumausbreitungserkennung im Kerninstrumentierungsraum (RIC)
Thema	Sicherheit / Unfälle mit Kernschmelze – Wasserweg
Typologie	Technische Umsetzung
Anwendbarkeit	Allgemein – Stufe

Ziel: Verbesserung der Bewältigung von Unfallszenarien mit Kernschmelze.

Technische Erläuterung: Die Strategie zur Vermeidung eines Durchbruchs der Fundamentplatte im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze besteht darin, sicherzustellen, dass sich das Corium trocken auf der Fundamentplatte des Reaktorgebäudes ausbreitet, bevor es durch das in den Sammelbecken gespeicherte Wasser passiv wieder unter Wasser gesetzt wird.

Es werden zwei Maßnahmen vorgeschlagen, um die Reaktorleitungsteams über die Ausbreitung des Coriums im Reaktorbehälter und anschließend im Bereich des Kerninstrumentierungsraums (RIC) zu informieren. Die vorgeschlagenen Maßnahmen ermöglichen es, Folgendes sicherzustellen:

- die Erkennung eines Behälterdurchbruchs, was eine Information darstellt, anhand derer festgestellt werden kann, dass der geschmolzene Kern nicht mehr im Behälter, sondern im Ausbreitungsbereich unterhalb des Behälters gekühlt wird: Dies kann als Orientierung für die Steuerung der Wasserzufuhr im Reaktorgebäude (BR) dienen. Die Maßnahme besteht darin, die Notstromversorgung der Detektionsvorrichtung für den Behälterdurchbruch (Thermoelement und Informationsübertragung) durch den Notstromdiesel (DUS) sicherzustellen, um diese Information auch unter sehr extremen Bedingungen, wie beispielsweise bei einem vollständigen Ausfall der Stromquellen, zur Verfügung zu haben,
- die physikalische Erfassung der Ausbreitung des Coriums über die gesamte Fläche des RIC-Raums, was es bei Bedarf ermöglicht, eine „aktive“ Wiederüberflutung des Coriums durch Wassereinspritzung *über* den durchbrochenen Reaktorbehälter durchzuführen. Die Vorrichtung besteht aus einer Thermoelement-Messleitung, die am Boden des RIC-Raums so nah wie möglich an den Schmelzsicherungen der „passiven“ Wiederflutungsklappen angebracht ist. Ein Schutz für das Thermoelement ist vorgesehen, um einen ausreichend eindeutigen Messverlauf zu gewährleisten, bevor der Sensor möglicherweise durch das Corium zerstört wird. Die Messung ist robust gegenüber einem „Hard-Core“-Erdbeben und wird über die Notstromversorgung mit Diesel betrieben. Die Messung ist für die Unfallbedingungen im Reaktorgebäude (Temperatur, Strahlenbelastung) qualifiziert.

Diese Anordnung ist in Abbildung 10 dargestellt.

Überschrift	**Verstärkung der Wände zwischen dem internen Instrumentenraum des Reaktorkerns und dem Sumpfbereich des Reaktorgebäudes**
Thema	Sicherheit / Unfälle mit Kernschmelze – Wasserweg
Typologie	Materielle Anordnung
Anwendbarkeit	Allgemein – Lagerung

Ziel: Gewährleistung der Stabilisierung des Coriums in dem dafür vorgesehenen Ausbreitungsbereich.

Technische Erläuterung: Gemäß der von der ASN erlassenen Vorschrift [AG-A].III schlägt EDF vor, eine bauliche Maßnahme zur Verstärkung der Betonwände zwischen dem internen Kerninstrumentierungsraum (RIC) und dem Bereich der Sumpfbecken am Boden des Sicherheitsbehälters des Reaktorgebäudes umzusetzen, um ein Durchdringen des Coriums zu verhindern und dieses im vorgesehenen Ausbreitungsbereich zu halten.

Titel	**Zusätzliche Wassereinspeisung zum PTR-System**
Thema	Sicherheit / Unfälle mit Kernschmelze – Luftweg
Typologie	Betriebsvorschriften (Verhalten im Unfallfall) als Reaktion auf die Vorschrift [AG-B].II, die von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900
Geltungsbereich	Generisch, Reaktorstufe

Ziel: Sicherstellung einer ausreichenden Wassereinspeisung in das Reaktorgebäude im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze, um die Kühlung des Coriums zu gewährleisten und den Druckanstieg im Sicherheitsbehälter zu begrenzen.

Technische Erläuterung: Im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze muss die Wasserzufuhr zur Kühlung des Coriums ausreichend sein, um den Druckanstieg im Reaktorbehälter zu begrenzen. Der PTR-Behälter stellt kurzfristig die Hauptwasserquelle dar, um diese Kühlung zu gewährleisten.

Die im Rahmen der Vorschrift [AG-B].II durchgeführten Untersuchungen zur Druckanstiegskinetik im Sicherheitsbehälter ermöglichen es EDF zu dem Schluss zu kommen, dass der Sicherheitsnachweis gewährleistet ist, ohne dass zusätzlich zur PTR-Wasserspeicherfolie eine weitere Zufuhr von boriertem Wasser in das Reaktorgebäude erforderlich ist.

Dennoch wurden als Reaktion auf die Vorschrift [AG-B].II Maßnahmen identifiziert, mit denen kurzfristig eine zusätzliche Menge an boriertem Wasser in das Reaktorgebäude eingespeist werden kann, die die im PTR-Behälter enthaltene Menge ergänzt. Die Fähigkeit des Betreibers, diese Maßnahmen im Rahmen des Krisenmanagements umzusetzen, wurde analysiert.

Die geplanten Maßnahmen bestehen darin, die Dokumentation und die Instrumente zu aktualisieren, die den nationalen Krisenstabs-Teams und/oder dem Kernkraftwerk Blayais zur Verfügung stehen.

Titel	**Stärkung der Widerstandsfähigkeit des Entlüftungs- und Filtersystems des Sicherheitsbehälters U5 gegenüber einem Erdbeben der Stufe SMS**
Thema	Sicherheit / Unfälle mit Kernschmelze, Einwirkungen (Erdbeben) – Luftweg
Typ	Materielle Anordnung
Anwendbarkeit	Allgemein Stufe

Ziel: Sicherstellung, dass die Entlüftungs- und Filteranlage des Sicherheitsbehälters nach einem Erdbeben mit erhöhter Sicherheitsstufe betriebsfähig bleibt.

Technische Erläuterung: Die Strategie zur Bewältigung eines Unfalls mit Kernschmelze besteht darin, die Restleistung über das EAS-ND-System abzuführen, ohne dass zur Ableitung dieser Leistung eine Entlüftung des Sicherheitsbehälters erforderlich ist.

Dennoch wird die bestehende Entlüftungs- und Filteranlage als Notvorkehrung beibehalten. Ziel der vorgeschlagenen Maßnahme ist es, sicherzustellen, dass diese Anlage nach einem Erdbeben mit erhöhter Sicherheitsanforderung (SMS) gemäß der Vorschrift [AG-C].II betriebsfähig bleibt.

Die vorgeschlagene Maßnahme besteht darin, die Rohrhalterungen und die Gehäuse der Erdbebenlager des Sandfilters erdbebensicher zu verstärken sowie die Klemmenleisten in Schaltschränken und Schaltkästen zu ersetzen.



Abbildung 11. Foto der Entlüftungs- und Filteranlage des Raums (Filter U5)

Titel	**Schutz der Komponenten der „Breitband“-Messkette für den Druck im Sicherheitsbehälter, die sich in den Hauptschalträumen des Sicherheitspfads B befinden**
Thema	Sicherheit / Unfälle mit Kernschmelze
Typologie	Technische Anordnung
Anwendbarkeit	Allgemein – Lager

Ziel: Gewährleistung der Verfügbarkeit der Information „Reaktordruck“ im Kontrollraum, auch in Störfallsituationen infolge interner Störquellen im Elektroraum, um die Reaktorsteuerung im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze zu unterstützen.

Technische Erläuterung: Die Bestimmung zielt darauf ab, die Verfügbarkeit der Information „Containmentdruck“ *(siehe Abbildung 11)* im Kontrollraum zu gewährleisten, auch in Störfallsituationen infolge interner Störquellen im Elektroraum, um die Anlagensteuerung im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze zu unterstützen.

Daher sind Brandschutzmaßnahmen (Umwicklung) für die Komponenten der „Breitbereichs“-Messkette des Drucks im Sicherheitsbehälter in den wichtigsten Elektroräumen des Sicherheitspfads B vorgesehen.

Bezeichnung	**Verdickung der Fundamentplatte des Reaktorgebäudes**
Thema	Sicherheit / Unfälle mit Kernschmelze – Wasserweg
Typ	Materielle Bestimmungen
Anwendbarkeit	Allgemein – Lagerung

Ziel: Verringerung des Risikos eines Durchbruchs der Fundamentplatte der Reaktorgebäude im Falle eines schweren Unfalls mit Kernschmelze.

Technische Erläuterung: Bei Unfällen mit Kernschmelze wird die Restleistung nicht auf normale Weise abgeführt (über die Sicherheitsventile oder das Wasser des Notkühlsystems RIS). Die daraus resultierende Erwärmung führt zum Schmelzen des Metalls, aus dem die Brennelemente (Brennstäbe und Hüllen) bestehen, aber auch des umgebenden Metalls (Regelstäbe oder Strukturen), bis es zum Durchschlagen des Reaktorbecherbodens kommt. Das aus diesem Prozess entstehende Metallagglomerat in Form einer zähflüssigen Masse wird als Corium bezeichnet *(siehe Abbildung 12).*

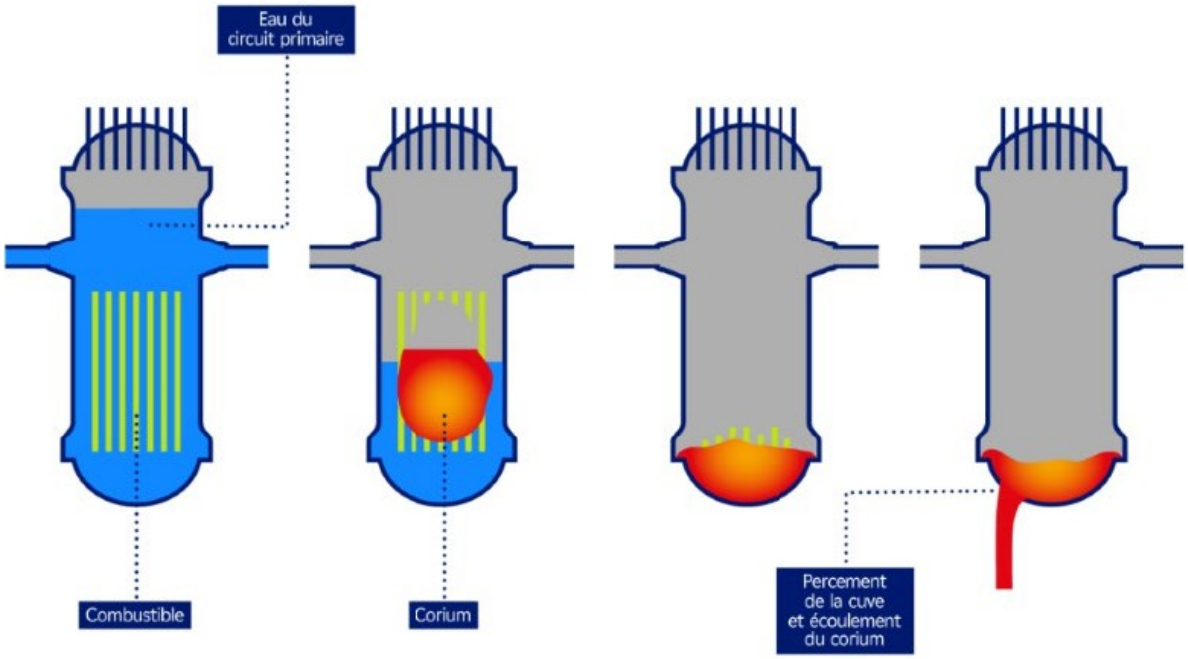


Abbildung 12. Darstellung der Bildung des Coriums durch das Schmelzen des Metalls, aus dem die Brennelemente (Brennstäbe und Hüllen) bestehen, sowie des umgebenden Metalls (Kontrollstäbe oder Strukturen), bis der Boden des Reaktorbehälters durchbrochen wird.

Dieses Corium kann, sobald es mit dem Boden des Reaktorgebäudes (Fundamentplatte) in Kontakt kommt, zur Erosion der Fundamentplatte führen (Ablationsphänomen) und somit die Sicherheitshülle gefährden, wenn keine Maßnahmen ergriffen werden.

Um das Risiko eines Verlusts der Sicherheitshülle durch Erosion der Fundamentplatte im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze zu begrenzen, wird eine Vorrichtung eingesetzt, die auf der Stabilisierung des Coriums unter Wasser nach dessen Ausbreitung im trockenen Zustand beruht: Die Ausbreitung des Coriums nach dem Durchbruch des Reaktorbehälters erfolgt im Behälterschacht und im RIC-Raum. Diese Lösung ähnelt im Prinzip der bei Reaktoren vom Typ EPR umgesetzten; sie berücksichtigt die F&E-Programme zur Wechselwirkung zwischen Corium und Beton und ermöglicht den Erhalt der tragenden Fundamentplatte des Sicherheitsbehälters. Diese Anordnung entspricht der Vorschrift [AG-A].I.

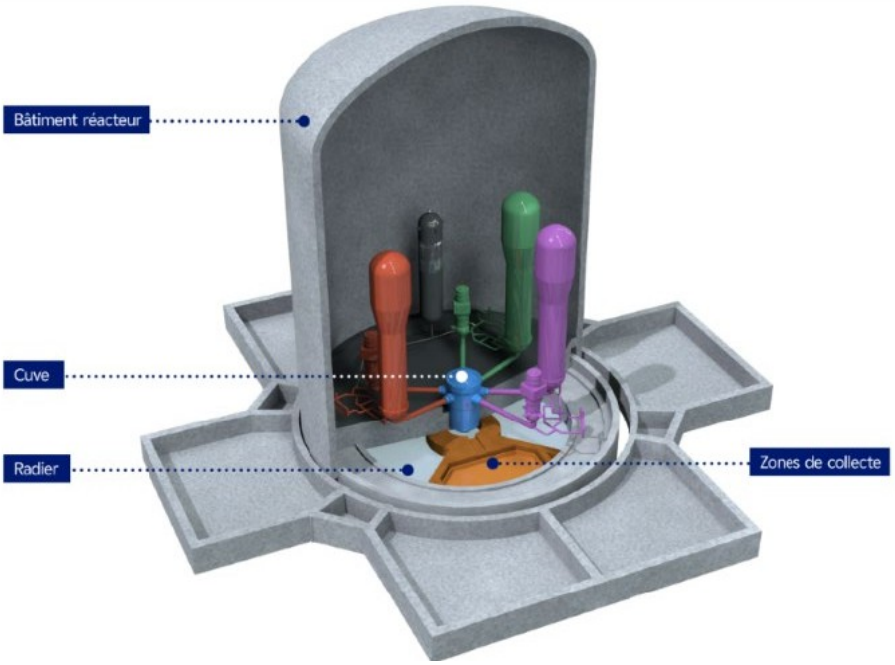


Abbildung 13. 3D-Ansicht der Anordnung von Reaktorbehälter, Fundamentplatte und Auffangbereich im Reaktorgebäude.

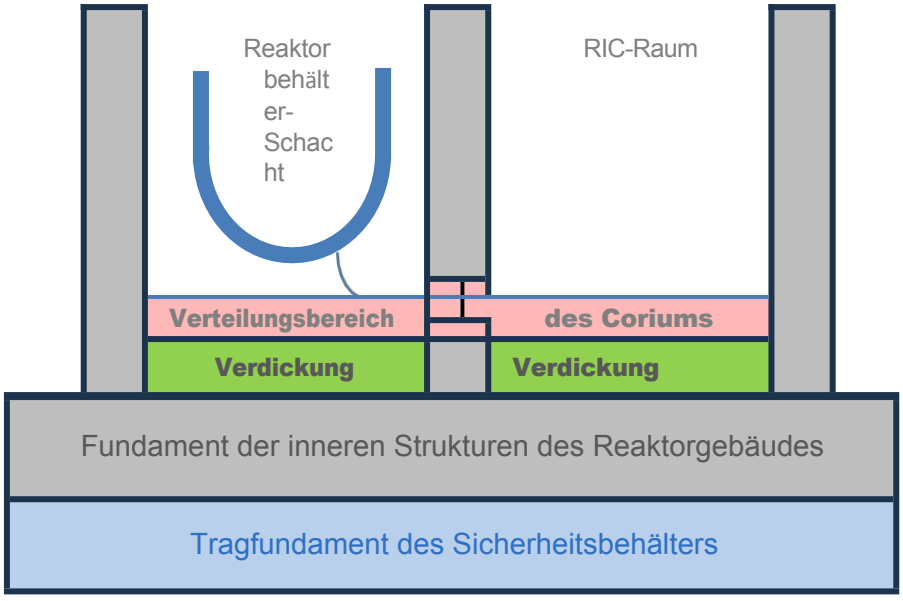


Abbildung 14. Darstellung der Anordnung der Fundamentverdickung im Reaktorgebäude.

Die Untersuchungen zielen darauf ab, die Erhaltung der tragenden Fundamentplatte des Sicherheitsbehälters im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze nachzuweisen. Dadurch kann eine signifikante Betondicke aufrechterhalten werden, die den Großteil ihrer mechanischen Eigenschaften bewahrt und in solchen Situationen die radiologische Eindämmung durch die dritte Sicherheitsbarriere gewährleistet. In Anwendung der Vorschrift [AG-A].II hat EDF:

- der Behörde für nukleare Sicherheit und Strahlenschutz (ASNR) einen detaillierten Vorentwurf zur Verdickung der Fundamentplatte der Reaktorgebäude vorgelegt, deren Beton einen sehr hohen Siliziumdioxidgehalt aufweist. Dieser Vorentwurf umfasst eine Studie zur Optimierung des Strahlenschutzes für das Einsatzpersonal,
- der ASNR die Ergebnisse seines Studienprogramms zum Verhalten der Fundamentplatten im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze übermittelt, das auf experimentellen Versuchen basiert. EDF hat sich für die Verdickung der stark siliziumhaltigen Fundamentplatten der Reaktoren des Kernkraftwerks Blayais ausgesprochen.

Titel	**Einbau von Körben mit Dinatriumtetraborat-Decahydrat in die Sumpfkammern des Reaktorgebäudes**
Thema	Sicherheit / Unfälle mit Kernschmelze – Luftübertragung
Typologie	Materielle Anordnung
Anwendbarkeit	Allgemein Stufe

Ziel: Bei einem Unfall mit Kernschmelze die Freisetzung von Jod in der Gasphase, das im kontaminierten Wasser im Sicherheitsbehälter des Reaktorgebäudes enthalten ist, deutlich zu reduzieren.

Technische Erläuterung: Die vorgeschlagene Maßnahme besteht darin, am Boden des Reaktorgebäudes ortsfeste Vorrichtungen zu installieren, die ein Alkalisalz enthalten, das nach seiner Auflösung im Wasser – sobald der Boden des Reaktorgebäudes mit Wasser gefüllt ist – das im Wasser enthaltene Jod bindet und so dessen Übergang in die Gasphase begrenzt. Die Vorrichtungen sind passiv und bestehen aus Körben, die mit Dinatriumtetraborat-Decahydrat (Borax) gefüllt sind.

Diese Körbe sind in der folgenden Abbildung 15 dargestellt. Ihre Anordnung im Reaktorgebäude ist in Abbildung 9 veranschaulicht.



Abbildung 15. Foto von Körben mit Dinatriumtetraborat-Decahydrat

3.1.2.5. Querschnittssicherheitsmaßnahmen mit mehreren Sicherheitszielen

3.1.2.5.1. Maßnahmen des „harten Kerns“

Gemäß den 2014 erlassenen Vorschriften der ASN hat EDF einen „harten Kern“ aus materiellen und organisatorischen Maßnahmen eingerichtet, um folgenden extremen externen Einwirkungen (d. h. solchen, deren Schweregrad über den im Sicherheitsreferenzrahmen für kerntechnische Anlagen berücksichtigten Wert hinausgeht) zu begegnen:

- Erdbeben,
- Überschwemmungen (einschließlich Starkregen) und mit Überschwemmungen in Zusammenhang stehende Naturereignisse (extreme Winde, Blitzschlag, Hagel),
- Tornados.

Dieser „harte Kern“ besteht aus einer Reihe fester Ressourcen, die für „harte Kern“-Situationen und die damit verbundenen Angriffe ausgelegt sind, ergänzt durch mobile Ressourcen sowie eine Organisation und Teams für deren Einsatz, darunter die FARN. Er ist darauf ausgelegt, extreme Situationen zu bewältigen, die sich aus diesen extremen Angriffen ergeben:

- den vollständigen Ausfall der Stromversorgungen, die nicht zum „harten Kern“ gehören,
- der vollständige Ausfall der Kühlquelle, die nicht zum „harten Kern“ gehört,
- das gleichzeitige Eintreten dieser beiden Situationen.

EDF schlägt im Rahmen der[4] periodischen Überprüfung ein kohärentes Paket an materiellen und betrieblichen Maßnahmen zur Umsetzung des „harten Kerns“ vor, was zur Erreichung der technischen Ziele der Neubewertung der nuklearen Sicherheit beiträgt (die Übersicht über die wichtigsten Maßnahmen
„Kern“ ist in Dokument Nr. 1 der Unterlagen zur öffentlichen Anhörung unter §4.2.1 dargestellt).

Im weiteren Verlauf dieses Absatzes werden die von EDF vorgeschlagenen Maßnahmen beschrieben.

Bezeichnung	**„Noyau Dur“-Betrieb**
Thema	Sicherheit / Einwirkungen, Unfälle mit und ohne Kernschmelze, Brennelementbecken
Typ	Betriebsvorschriften (Verhalten im Unfallfall) und technische Vorkehrungen
Gültigkeit	Allgemein, Stufe

Ziel: Umsetzung einer Betriebsstrategie für die Anlage, die speziell auf die Bewältigung sogenannter „Hard-Core“-Situationen ausgerichtet ist und auf für diese Situationen robusten Anlagenkomponenten basiert.

Technische Erläuterung: EDF schlägt eine Betriebsanordnung vor, die auf einer Anlagensteuerung zur Umsetzung des „Noyau Dur“ basiert. Sie stützt sich auf eine einfache und zuverlässige Steuerungsstrategie, die vom Ausgangszustand des Reaktors und den eingesetzten „Noyau Dur“-Ausrüstungen abhängt. Sie wird umgesetzt, wenn die maßgeblichen Kriterien für eine Beeinträchtigung der Anlage infolge einer „Hard-Core“-Situation erreicht sind (z. B. vollständiger Ausfall der Stromquellen).

Die Betriebsstrategie ist an die für „Hard-Core“-Situationen festgelegten Ausgangszustände angepasst:

- Für Zustände, bei denen der Primärkreis unter Druck gesetzt werden kann und die Restleistung über die Dampferzeuger abgeführt werden kann:

Die Wassernachspeisung des Primär- und Sekundärkreislaufs erfolgt über die Ausrüstung des „Noyau Dur“-Anlagen gewährleistet. Die Borzufuhr in den Primärkreislauf erfolgt über die Hochdruck-Einspritzpumpe an den Dichtungen der GMPP *(siehe Anordnung „Einspritzpumpe an den Dichtungen der Primärpumpenaggregate ‚Noyau Dur‘“)*, gleichzeitig mit der Kühlung des Primärkreislaufs durch den Sekundärkreislauf. Der Primärkreislauf wird anschließend durch das Öffnen einer Entlastungsleitung des Druckhalters druckentlastet, wodurch bei Bedarf die Zufuhr von borhaltigem Wasser über die Speicher des RIS-Systems und die EAS-ND-Pumpe fortgesetzt werden kann. Im Endzustand ist der Reaktor gekühlt und druckentlastet, und die Bor-Konzentration schließt jegliches Risiko einer kurz- und langfristigen erneuten Divergenz aus.

- Für den Zustand „Kaltabschaltung zur Brennelementwiederbeladung“ (APR), wenn das Transferrohr *(siehe Abbildung 8)* geöffnet ist und das Becken des Reaktorgebäudes (BR) mit dem Brennelementlagerbecken verbindet:

Die Restleistung des Reaktorkerns wird durch das im Reaktorgebäudebecken und im Brennelementlagerbecken vorhandene Wasser abgeführt. Die Wassernachspeisung des Brennelementlagerbeckens erfolgt über die Anlagen des „harten Kerns“, wodurch auch die Wassernachspeisung des Reaktorgebäudebeckens *über* das geöffnete Übertragungsrohr gewährleistet ist. Eine Zugangskammer zum Reaktorgebäude wird vorab geöffnet, um einen Druckaufbau im Reaktorgebäude durch den Dampf zu vermeiden, der durch ein mögliches Sieden des Wassers im Reaktorgebäude-Becken entstehen könnte. Mittelfristig bringt die FARN eine mobile Borierungsanlage vor Ort und nimmt sie in Betrieb, um eine ausreichende Borkonzentration im Wasser beider Becken sicherzustellen und so langfristig eine erneute Ausbreitung des Reaktorkerns zu verhindern.

- Für den Zustand „Vollständig entladener Reaktor“ (RCD), in dem sich der Brennstoff im Brennstofflagerbecken befindet und das Transferrohr geschlossen ist. In diesem Zustand wird der Übergang in den Betriebszustand „Harter Kern“ direkt über ein robustes Warnsystem „Harter Kern“ im Kontrollraum.

Die Restleistung des Reaktorkerns wird durch das Sieden der Flüssigkeit im Brennelementlagerbecken abgeführt. Die Betriebsstrategie steuert die Wasserzufuhr zum Brennelementlagerbecken über die „Hard Core“-Maßnahmen.

Bezeichnung	Leit- und Steuerungssystem „Noyau Dur“
Thema	Sicherheit / Einwirkungen, Unfälle mit und ohne Kernschmelze, Brennelementbecken
Typologie	Materielle Bestimmungen
Anwendbarkeit	Allgemeines Lager

Ziel: Ergänzung der bestehenden Leittechnik zur Steuerung der vorgeschlagenen „Noyau Dur“-Konfigurationen.

Technische Erläuterung: Die Maßnahme zielt darauf ab, die Steuerungs- und Kontrollsysteme zu ergänzen, um die vorgeschlagenen „Noyau Dur“-Maßnahmen zu steuern: das ASG-ND, die Weiterleitung der Meldung über den Verlust der Kühlquelle an die Leitwarte, die Vorrichtung zur Erkennung der Ausbreitung des Coriums im Kerninstrumentierungsraum sowie die analoge Füllstandsmessung im Brennelementlagerbecken.

Folgende materielle Maßnahmen werden vorgeschlagen:

- Schalttafel für zusätzliche Signale und Steuerungen („Noyau Dur“) im Kontrollraum:
  - Hinzufügung von Bedienelementen, Kontrollleuchten, Schlüsselschaltern und Zeigeranzeigen,
  - Einbau einer Übersichtstafel für bestimmte Funktionen des „harten Kerns“, darunter das ASG-ND,
  - Neupositionierung der Füllstandsanzeigen der Becken,
  - Programmierung des digitalen Aufzeichnungsgeräts zur Verarbeitung der Füllstandsdaten der ASG-ND-Abdeckung sowie des vom EAS-ND eingespeisten Volumens und dessen Anzeige.
- Relaisrahmen: Einbau neuer Relaisrahmen für die neu eingeführten Funktionen und Anpassung bestehender Relaisrahmen,
- elektrischer Unterverteilerschrank: Umbau zur Zuordnung von Abgängen zu den neuen Polaritätseinheiten,
- Kabelverlegung und Anschlüsse zwischen PSCC, Relaisbaugruppen und bestimmten Schalttafeln und Schaltschränken,
- SPS-Schränke: Hinzufügen neuer Ein-/Aus-Eingänge in der Umrichtersteuerung und Anpassung der Programmierung der analogen SPS,
- Schaltschränke: verschiedene Änderungen zur Zuordnung von 48-V-DC- und 125-V-DC-Relais, Änderung des SPS-Programms und Verarbeitung von zwei neuen Informationen:
  - Spannungsvorhandensein am zweiten Sammelschienensatz der Schalttafel, der direkt vom Notstromdiesel (DUS) gespeist wird,
  - Meldung über den Ausfall der Kältequelle.

Bezeichnung	Notstromversorgung der „Hard-Core“-Dampferzeuger (ASG-ND) und „Hard-Core“-Zusatzversorgung für die Becken der Reaktor- und Brennstoffgebäude
Thema	Sicherheit / Belastungen, Unfälle ohne Kernschmelze, Brennelementbecken
Typologie	Materielle Bestimmungen
Anwendbarkeit	Allgemein – Stufung

Ziel: Sicherstellung der Ableitung der Restleistung des Reaktors über die Dampferzeuger und Sicherstellung der Ableitung der Restleistung der im Lagerbecken (Brennstoffbecken) befindlichen Brennelemente durch Wasserzufuhr im „Hard Core“-Zustand.

Technische Erläuterung: Ziel der vorgeschlagenen Bestimmung ist die Einrichtung folgender Komponenten des „harten Kerns“:

- die Wasserversorgung der Dampferzeuger (DE), um die Kühlung des Reaktors und die Ableitung der Restleistung über den Sekundärkreislauf zu ermöglichen,
- die Wasserversorgung der Becken im Reaktorgebäude und im Brennelementgebäude, um die Restleistung abzuführen und ein Freiliegen der Brennelemente zu verhindern.

Im „Hard Core“-Zustand wird die Wasserversorgung der DG durch eine Notstrompumpe für die DG-Wasserversorgung (ASG) gewährleistet, die aus dem Vorratsbehälter des ASG-Systems ansaugt. Diese Funktion wird als ASG-ND bezeichnet. Im „Hard Core“-Szenario wird die Motorpumpe automatisch über den Notstromdiesel (DUS) versorgt, und zwar *über* eine spezielle Umschaltanlage, die im Rahmen dieser Maßnahme installiert wurde. Diese Maßnahme entspricht der ASN-Vorschrift [ND-A].

Die Funktion der dauerhaften Ableitung der Restleistung wird ihrerseits durch die Einrichtung einer neuen Anlage im Reaktorblock gemäß der ASN-Vorschrift [PISC-A] gewährleistet. Es handelt sich um eine Zusatzwasserversorgungsstation „Noyau Dur“ (SEG-System), die eine dauerhafte Versorgung des ASG-Beckens sowie des Brennelement-Lagerbeckens aus der Wasserquelle
„Noyau Dur“

Die Steuerung der ASG-ND- und SEG-Maßnahmen stützt sich auf die für den Betrieb des „Noyau Dur“ erforderlichen Informationen bezüglich des Kessels und der Becken, insbesondere: Füllstände der GV über einen weiten Bereich, Druck der GV, Kerntemperatur, Primärdruck sowie Füllstände der BR- und BK-Becken.

Die Umsetzung der ASG-ND- und SEG-Maßnahmen erfordert:

- gegebenenfalls die verwendeten Strukturen, Systeme und Komponenten zu verstärken oder zu schützen, um sie widerstandsfähig gegen die Belastungen des „Harten Kerns“ und deren Folgeeffekte zu machen,
- die „Kernbereich“-Zusatzventilstation zu installieren und deren Verbindungen zur „Kernbereich“-Wasserquelle, zum ASG-Behälter und zum Brennstoffbecken herzustellen,
- *über* die Stromversorgung des „harten Kerns“ die Notstromversorgung der

verwendeten Aktoren und Sensoren (bestehende und neue) über das Stromversorgungsnetz des „Noyau Dur“ einzurichten,

› die Steuerung und Überwachung der Anlagen vom Kontrollraum aus unter Verwendung der „Noyau Dur“-Leit- und Steuerungsstrukturen zu ermöglichen (basierend auf bestehenden und neu installierten Anlagen). Ein Teil der Anforderungen an die „Noyau Dur“-Leit- und Steuerungstechnik wird in einer separaten Anordnung behandelt (*siehe* Anordnung „Leit- und Steuerungstechnik Noyau Dur“).

Diese Anordnung ist in Abbildung 16 dargestellt.

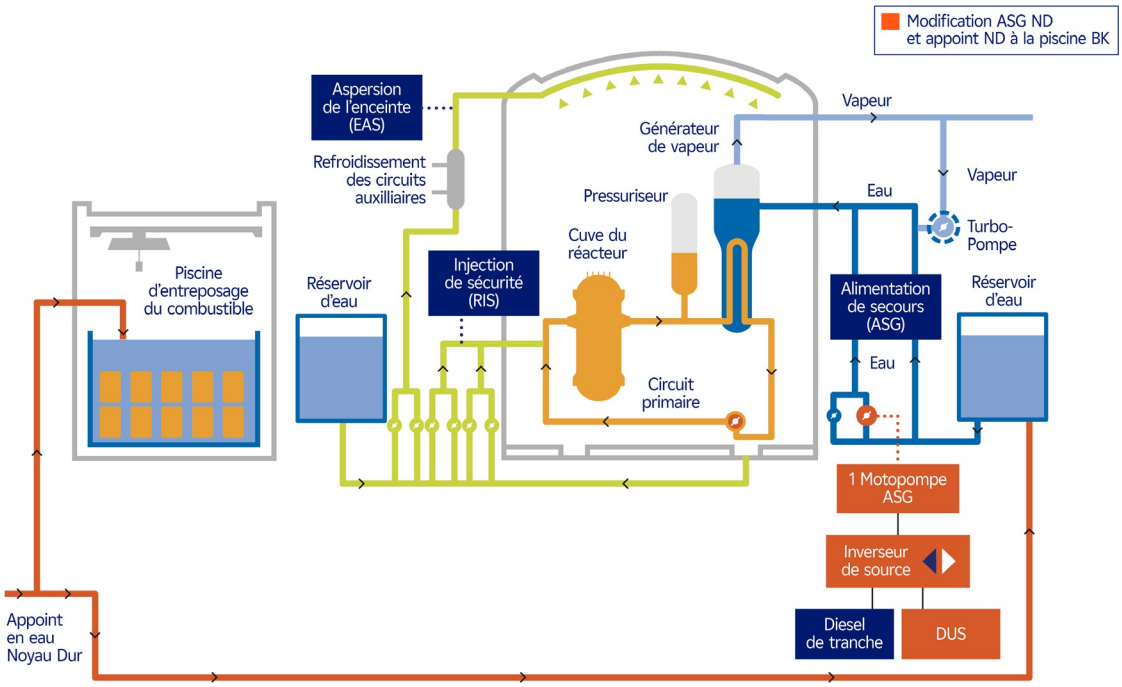


Abbildung 16. Prinzipskizze der ASG-ND-Anordnung und der „Noyau Dur“-Nachspeisung in den Becken der Reaktor- und Brennstoffgebäude

Bezeichnung	**Einspritzpumpe an den Dichtungen der Primärpumpenaggregate „Noyau Dur“ (PIJ-ND)**
Thema	Sicherheit / Belastungen, Unfälle ohne Kernschmelze
Typologie	Technische Umsetzung
Anwendbarkeit	Allgemein – Lager

Ziel: Kühlung der Dichtungen der Primärpumpen, um die Integrität der zweiten Sicherheitsbarriere zu gewährleisten, sowie Einspeisung von boriertem Wasser bei hohem Druck im Primärkreislauf, um die Reaktivität in „Hard-Core“-Situationen unter Kontrolle zu halten.

Technische Erläuterung: Ziel der Anordnung ist es, eine Notfallmaßnahme zur Einspeisung an die Dichtungen der Primärpumpenaggregate (GMPP) bereits in den ersten Minuten nach Eintritt eines vollständigen Ausfalls der externen Stromversorgung oder einer anderen Störsituation, die die Kühlung der Dichtungen der GMPP beeinträchtigt, umzusetzen, um Folgendes zu ermöglichen:

- die Dichtungen der Primärpumpen zu kühlen, um deren Unversehrtheit in „Hard-Core“-Situationen zu gewährleisten,
- in „Hard-Core“-Situationen borhaltiges Wasser einzuspritzen, wenn der Primärkreis unter hohem Druck steht.

Die vorgeschlagene Maßnahme besteht darin, die für zwei Reaktoren gemeinsame Einspritzpumpe für die Dichtungen der GMPP durch eine für jeden Reaktor eigene „Hard-Core“-Pumpe zu ersetzen. Dieser Austausch erfordert die Anpassung der Leitungen und der zugehörigen Komponenten, sodass für jeden Reaktor ein eigener Kreislauf zur Verfügung steht.

Die Stromversorgung der neuen Pumpe ist in die „Hard-Core“-Stromverteilung integriert und wird durch das Notstromaggregat (DUS) abgesichert. Die Arbeiten umfassen die Verlegung von Rohrleitungen, die Installation der Pumpe und der Ventile, die Aufstellung von Schaltschränken, die Verlegung von Kabeln sowie Anpassungen an der Leittechnik.

Diese Anordnung ist in Abbildung 17 und Abbildung 18 dargestellt.

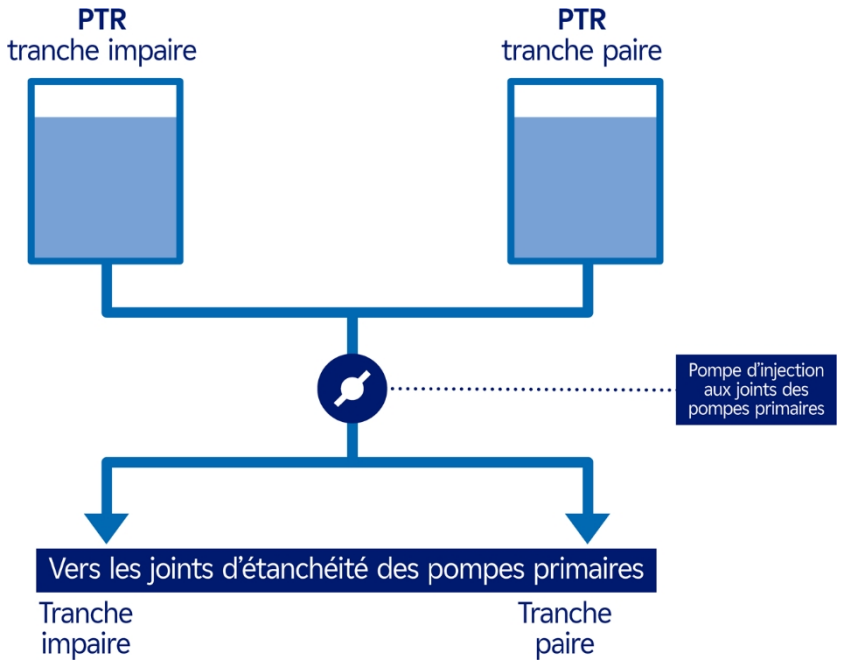


Abbildung 17. Konfiguration vor dem Einbau der Einspritzpumpe an den Dichtungen „Noyau Dur“ (PIJ-ND)

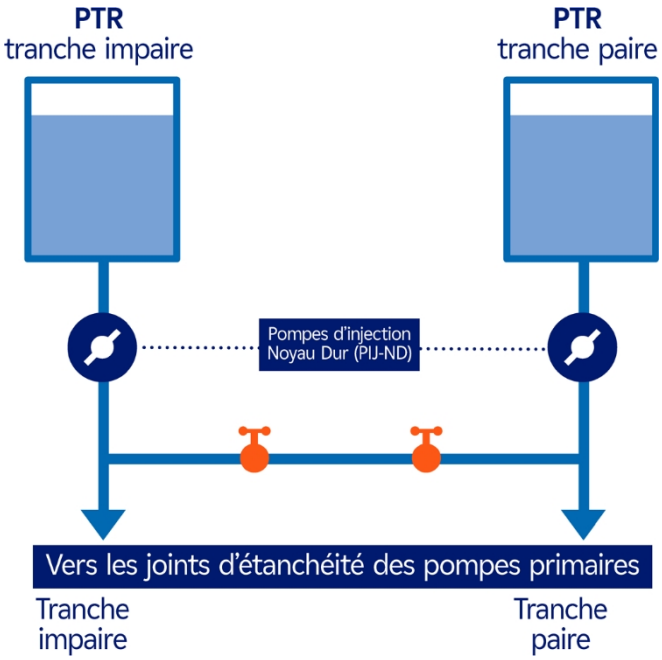


Abbildung 18. Konfiguration mit Injektionspumpen an den „Noyau Dur“-Fugen (PIJ-ND)

Überschrift	**Repräsentative Informationen zur Wirksamkeit der Hochdruckborierung in „Hartkern“-Situationen**
Thema	Sicherheit / Belastungen, Unfälle ohne Kernschmelze
Typologie	Materielle Anordnung
Anwendbarkeit	Allgemein – Stufensystem

Ziel: Verbesserung der Qualifizierung von Informationen, die die Bewältigung von „Hard Core“-Situationen ermöglichen.

Technische Erläuterung: Die Bestimmung zielt darauf ab, Informationen, die den ordnungsgemäßen Betrieb der Hochdruckborierung durch die Injektionspumpe an den „Noyau Dur“-Dichtungen belegen, gegenüber dem Erdbeben „Noyau Dur“ widerstandsfähig zu machen.

Die vorgeschlagene Bestimmung gliedert sich in drei Teile:

- Durchflussmessungen zur Feststellung, ob eine Hochdruckborierung wirksam ist: Die vorhandenen Sensoren werden bei Bedarf durch Sensoren ersetzt, die gegen das „Noyau Dur“-Erdbeben robust sind,
- Messungen des Druckhalterspiegels (notwendig für den Betrieb, um ein Überfüllen des Primärkreislaufs durch das Einspritzsystem zu vermeiden): Die Sensoren werden bei Bedarf durch „Noyau Dur“-erdbebensichere Sensoren ersetzt.
- Analoge Signalverarbeitung und Schaltschränke im Zusammenhang mit den oben genannten Sensoren: Die Robustheit der Messketten und Schaltschränke gegenüber Erdbeben der Kategorie „Noyau Dur“ wird überprüft. Es werden Vorkehrungen getroffen, um die zum „Noyau Dur“ gehörenden Elemente dieser Ketten elektrisch von den übrigen zu trennen.

Bezeichnung	**Erkennung eines vollständigen Ausfalls der Kühlquelle (H1), robust gegenüber Erdbeben der Kategorie „Noyau Dur“**
Thema	Sicherheit / Störfälle, Unfälle mit und ohne Kernschmelze, Brennelementbecken
Typologie	Materielle Bestimmungen
Anwendbarkeit	Allgemein Stufe

Ziel: Gewährleistung der Erkennung von Unfallsituationen mit vollständigem Verlust der Kühlquelle infolge eines „Noyau Dur“-Erdbebens vom Kontrollraum aus.

Technische Erläuterung: Ziel der Bestimmung ist es, dem Bediener im Kontrollraum die für eine Situation des vollständigen Verlusts der Kühlquelle (sogenannte „H1“-Situation) relevanten Informationen zur Verfügung zu stellen, damit er im Falle einer
„Noyau Dur“-Situation die Leistung zu senken und den Reaktor zu stabilisieren.

Die vorgeschlagene Maßnahme besteht darin, zwei vorhandene Drucksensoren an den Anschlüssen jedes Wärmetauscherpaares der Kaltquelle (SEC) für den Zwischenkühlkreislauf des Reaktors zu ersetzen

(RRI) durch Geräte, die für ein Erdbeben der Stufe „Noyau Dur“ ausgelegt sind. In einer „Noyau Dur“-Situation ist jedes Sensorpaar somit in der Lage, einen ungewöhnlich hohen Druckabfall zu erkennen:

- ungewöhnlich hoch, was auf eine Verstopfung der Wärmetauscher auf der Rohwasserseite hindeutet,
- oder einen ungewöhnlich niedrigen Druck, der auf eine Störung der Pumpen oder des Not-Rohwasserkreislaufs hindeutet.

Die Information über den Eintritt in den „H1“-Zustand wird den Bedienern im Kontrollraum *über* einen Alarm bereitgestellt, der auf dem dafür vorgesehenen „Noyau Dur“-Bedienpult installiert ist. Dieser Alarm wird bei gleichzeitigem Ausfall beider Rohwasser-Reserveleitungen ausgelöst.

Die Datenübertragung zwischen den Sensoren und dem Kontrollraum erfolgt innerhalb der Steuerungsanlage „Noyau Dur“. Die bestehende elektrische Architektur wird so angepasst, dass sie an die Stromverteilung „Noyau Dur“ angeschlossen werden kann.

Titel	**Automatische automatische des Reaktors und Meldung über ein „erheblichen Erdbebens“, robust im „harten Kern“**
Thema	Sicherheit / Angriffe, Unfälle mit und ohne Kernschmelze, Brennelementbecken
Typologie	Materielle Anordnung
Anwendbarkeit	Allgemein Stufe

Ziel: Gewährleistung der automatischen Abschaltung des Reaktors im Falle eines Erdbebens der Stufe „Noyau Dur“ und der Weiterleitung der Informationen, die das Auftreten eines „signifikanten“ Erdbebens anzeigen, an den Kontrollraum.

Technische Erläuterung: Die Anordnung zielt darauf ab, im Falle eines Erdbebens der Stufe „Noyau Dur“ die automatische Abschaltung des Reaktors zu gewährleisten und die Information über das Auftreten eines „signifikanten“ Erdbebens an die Leitwarte weiterzuleiten.

Die vorgeschlagene Maßnahme besteht darin:

- die Beschleunigungsmesser, die zur automatischen Abschaltung des Reaktors bei Erschütterungen dienen, durch ein robustes Modell zu ersetzen, das gegen Erdbeben der Stufe „Noyau Dur“ ausgelegt ist und keine programmierten elektronischen Bauteile enthält,
- einen neuen Beschleunigungsmesser im Elektroraum zu installieren,
- den neuen Beschleunigungsmesser mit einer für das Erdbeben der Stufe „Noyau Dur“ ausgelegten Stromversorgung auszustatten,
- die Informationen über das Auftreten eines signifikanten Erdbebens und über einen Sensorfehler *über* zwei Leuchtanzeigen an die zusätzliche Anzeige- und Steuertafel im Kontrollraum zu übermitteln.

Bezeichnung	**Robustheit gegenüber „Noyau Dur“-Lastfällen (einschließlich Erdbeben der Kategorie „Noyau Dur“)**
Thema	Einwirkungen (Erdbeben)
Typ	Bestimmungen zum „harten Kern“, um die von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase der 4. (e) periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren
Gültigkeitsbereich	Generisch, Stufe

Ziel: Bestimmte Ausrüstungen, die Teil des „harten Kerns“ sind, robust gegenüber „harten Kern“-Situationen zu machen.

Technische Erläuterung: Als Reaktion auf die Vorschriften [AGR-F] und/oder [ND-C] wird EDF Maßnahmen umsetzen, um bestimmte zum „harten Kern“ gehörende Ausrüstungen widerstandsfähig gegen „harte Kern“-Lastfälle zu machen.

Die vorgeschlagenen Maßnahmen bestehen insbesondere in der Verstärkung von Halterungen oder Verankerungen oder im Austausch von Bauteilen durch solche, die gegenüber „Hard-Core“-Lastfällen widerstandsfähig sind.

Überschrift	Verlegung der Leitungen in boriertem Wasser (RRB) und Ersatz von Messungen des PTR-Behälters
Thema	Sicherheit / Beschädigungen, Unfälle mit und ohne Kernschmelze
Typologie	Materielle Ausstattung
Anwendbarkeit	Allgemein Lager

Ziel: Gewährleistung der Erdbebensicherheit des „Noyau Dur“ durch erforderliche Maßnahmen in Situationen „Kernbereich“ und von Anlagen, die bei Kälte zum Einsatz kommen.

Technische Erläuterung: Die Wasserstandsmessungen im Sammelbehälter des Wasseraufbereitungs- und -kühlsystems der Schwimmbecken (PTR) kommen im Störfall bei der automatischen Umschaltung auf Umwälzbetrieb in die Sumpfbecken des Reaktorgebäudes zum Einsatz, sobald das Wasser aus dem PTR-Sammelbehälter in den Reaktor eingeleitet wurde.

Die Bestimmung zielt darauf ab, die Erdbebensicherheit einer der Wasserstandsmessungen im PTR-Behälter, der Teil des „Noyau Dur“ ist, zu gewährleisten. Die Bestimmung soll zudem sicherstellen, dass die elektrische Begleitheizung bestimmter Leitungen im Falle eines Erdbebens während der kalten Jahreszeit ordnungsgemäß funktioniert. Insbesondere gewährleistet die Maßnahme die Betriebsfähigkeit der PTR-Wasserstandsmessungen in solchen Belastungssituationen, indem jegliches Risiko einer Bor-Kristallisation in den PTR-Wasser enthaltenden Messrohrleitungen vermieden wird. Die vorgeschlagene Maßnahme besteht darin, einen der vier PTR-Wasserstandssensoren durch einen als „Noyau Dur“ qualifizierten Sensor zu ersetzen.

Die Maßnahme betrifft auch das Beheizungssystem der borhaltigen Wasserleitungen (RRB): Die Stromversorgung mehrerer Heizkabel wird geändert und einige davon werden ausgetauscht, um deren einwandfreies Funktionieren zu gewährleisten und somit die elektrische Begleitheizung der Leitungen sicherzustellen, die im Falle eines Erdbebens in der kalten Jahreszeit oder einer „Noyau Dur“-Notfallsituation erforderlich ist.

Bezeichnung	**Einbau einer analogen Füllstandsmesskette für das Brennelagerbecken, die für den „Noyau Dur“-Zustand ausgelegt ist**
Thema	Sicherheit / Brennelementbecken
Typ	Hardware-Konfiguration
Anwendbarkeit	Allgemein Stufe

Ziel: Bereitstellung einer Messung zur Beurteilung des Zustands des Brennelement-Lagerbeckens im „Hard Core“-Zustand, um die Wasserzugabe in das Becken zu steuern.

Technische Erläuterung: Die vorgeschlagene Maßnahme besteht in der Installation einer analogen Messanlage, mit der der Füllstand des Brennelement-Lagerbeckens vom normalen Betriebsniveau bis zur Oberkante der gelagerten Brennelemente gemessen werden kann.

Die Informationen zum Wasserstand sowie zur Entleerungsgeschwindigkeit des Brennelement-Lagerbeckens werden in den Kontrollraum weitergeleitet. Die gesamte Messkette ist für das Erdbeben „Noyau Dur“ und die verschlechterten Umgebungsbedingungen im Brennelementgebäude (BK) qualifiziert. Die vorgeschlagene technische Lösung ist ein kabelgeführter Radarsensor, dessen Sonde am Rand des Brennelementlagzbeckens auf einer neuen Halterung angebracht wird. Die Elektronik des Sensors ist außerhalb der Halle des Brennelementgebäudes untergebracht, um weniger rauen Umgebungsbedingungen ausgesetzt zu sein.

Die Messwerte werden im Kontrollraum an das „Panel für Signale und Zusatzsteuerungen“ im Rahmen der Anordnung „Steuerung und Kontrolle ‚Noyau Dur‘ Neu“ weitergeleitet.

Überschrift	**„Alles-oder-Nichts“-Füllstandsmessungen im Lagerbecken des Reaktorgebäudes**
Thema	Sicherheit / Einwirkungen, Unfälle ohne Kernschmelze, Brennelementbecken
Typ	Technische Ausstattung
Anwendbarkeit	Allgemein, Stufung

Ziel: Bereitstellung der erforderlichen Maßnahmen zur Durchführung eines Szenarios zum Kühlverlust im Lagerbecken des Reaktorgebäudes im „Hard Core“-Zustand.

Technische Erläuterung: Die vorgeschlagene Anordnung zielt darauf ab, die „Alles-oder-Nichts“-Messkette für den Wasserstand im Reaktorgebäude-Becken (BR) gegenüber „Hard-Core“-Situationen robust zu gestalten. Diese Maßnahme kommt im „Hard-Core“-Betrieb im Stillstand zum Einsatz, falls es zu einem Kühlverlust im Reaktorgebäude-Becken kommt.

Der vorhandene Wasserstandssensor mit drei Schwellenwerten ist nach Überprüfung in seinem aktuellen Zustand qualifiziert. Er wird an die „Hard-Core“-Leittechnik angeschlossen, um die Informationen an die Leitwarte, an die „Hard-Core“-Anzeige- und Zusatzsteuertafel, weiterzuleiten.

Bezeichnung	Dampfablass im Zustand „Noyau Dur“
Thema	Sicherheit / Brennstoffbecken
Typ	Materielle Auslegung
Anwendbarkeit	Allgemein für das Palier

Ziel: Vermeidung einer Druckbeaufschlagung der Gebäude durch Dampf, der durch das mögliche Überkochen der Brennstoffbecken entsteht, für „Hard-Core“-Situationen, die im Zustand „Abgeschaltet zur Wiederaufladung“ (APR) auftreten.

Technische Erläuterung: Für „Hard-Core“-Situationen im Zustand „Stillstand zur Brennelementwechsel“ (APR) sieht EDF vor, die Restleistung der Brennelemente abzuleiten, indem das Becken des Reaktorgebäudes (BR) durch Schwerkraft aus dem Brennelementlagerbecken *über* das in dieser Konfiguration geöffnete Übertragungsrohr befüllt wird (*siehe* Bestimmung *„Nachfüllung ‚Harter Kern‘ in die BR- und* BK-Becken“). Um einen Druckaufbau in den Gebäuden durch den Dampf zu vermeiden, der durch ein mögliches Überkochen der Becken entstehen könnte, werden eine Schleuse des BR und ein Abluftkanal des Brennstoffgebäudes geöffnet. Anschließend ist eine Rückkehr zur Kühlung durch die mobile Kühlanlage *„PTR* bis“ vorgesehen, die von der FARN vor Ort bereitgestellt wird. Dies ermöglicht nach entsprechender Anbindung sowohl die Kühlung des Brennelement-Lagerbeckens als auch des Reaktorgebäudebeckens, wodurch das Sieden letztendlich gestoppt wird und im Reaktorgebäude sowie im Brennelementgebäude wieder normale Bedingungen hergestellt werden können.

Die vorgeschlagene Maßnahme besteht darin, den Einsatzkräften vor Ort eine Vorrichtung zur Aufrechterhaltung des offenen Zustands der BR-Schleuse auf der 0-Meter-Ebene zur Verfügung zu stellen, um ein unbeabsichtigtes Wiederverschließen der Schleuse zu verhindern.

Überschrift	Schutzmaßnahmen gegen den Tornado „Noyau Dur“
Thema	Sicherheit / Übergriffe
Typologie	Materielle Bestimmungen
Anwendbarkeit	Allgemein – Stufe

Ziel: Gewährleistung der Widerstandsfähigkeit der Anlage gegen einen Tornado der Stufe „Noyau Dur“.

Technische Erläuterung: Der „harte Kern“ muss gegen einen Tornado der Stufe „harter Kern“ (Stufe EF3 auf der Fujita-Skala für Blayais) widerstandsfähig sein. Dies beinhaltet den Schutz der Strukturen, Systeme und Komponenten (SSC) des „Kernbereichs“ vor den direkten Auswirkungen eines Tornados der Stufe „Kernbereich“ (z. B. windbedingter dynamischer Druck, Unterdruck, der zu einer Beschädigung der Lüftungskanäle führen kann) oder vor den indirekten Auswirkungen (herumfliegende Gegenstände) des Tornados.

Die vorgeschlagene Maßnahme besteht darin:

- physische Schutzvorrichtungen anzubringen,
- oder die anfälligen Strukturen, Systeme und Komponenten (SSC) des „harten Kerns“ zu verstärken.

Die Art der Schutzmaßnahmen wird an jeden SSC-Typ angepasst. Die wichtigsten Schutzmaßnahmen werden außerhalb der Räumlichkeiten umgesetzt und bestehen in der Anbringung von metallischen Schutzkonstruktionen (verstärkte Gitter, Stahlnetze, Stahlkonstruktionen, Gitterroste u. Ä.) vor den zu schützenden „Noyau

“ (Rohrleitungsabschnitte, Kabelkanäle oder Ähnliches), insbesondere den Behälter des Wasseraufbereitungs- und -kühlsystems für Schwimmbäder (PTR) und das Brennstoffgebäude (BK).

Diese Anordnung ist unten in Abbildung 19 dargestellt

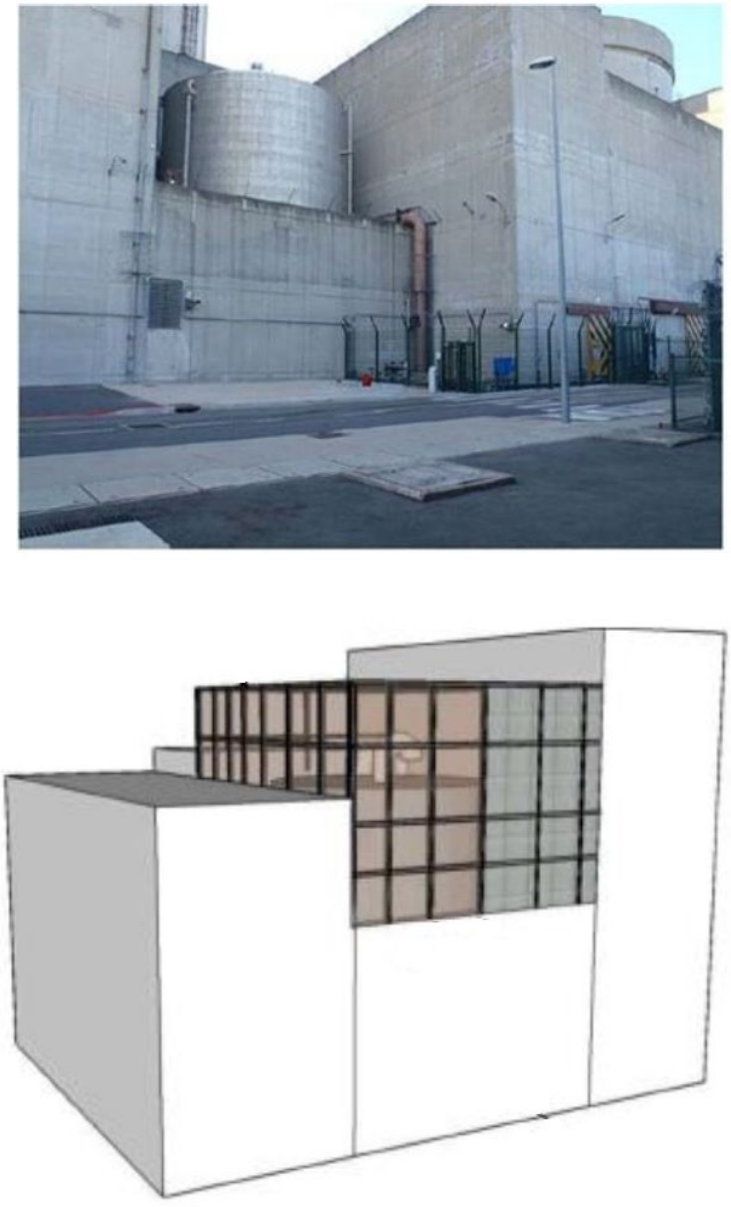


Abbildung 19. Schutz vor dem Tornado „Noyau Dur“:
Foto der aktuellen Anlage – Beispiel Reaktor Nr. 1 des Kernkraftwerks Tricastin und Darstellung der vorgeschlagenen Anordnung in Form von „verstärkten Gittern“ um die zylindrische PTR-Abdeckung.

Überschrift	**220-V-Steckdosen im Kontrollraum, die durch das DUS mit Notstrom versorgt werden**
Thema	Sicherheit / Störfälle, Unfälle mit und ohne Kernschmelze, Störfälle, Brennelementebecken
Typologie	Materielle Anordnung
Anwendbarkeit	Allgemein, Stufig

Ziel: Die Stromversorgung verschiedener Geräte zu gewährleisten, die für das Krisenmanagement nützlich sind.

Technische Erläuterung: Der Notstromdiesel (DUS) stellt nun eine zusätzliche Stromquelle an den EDF-Standorten dar. Die Maßnahme zielt darauf ab, den Notstromdiesel (DUS) zu nutzen, um die Stromversorgung verschiedener für das Krisenmanagement nützlicher Geräte mit 220 V zu ermöglichen (insbesondere: Telekommunikationsgeräte, persönliche oder kollektive Schutzausrüstung).

Die vorgeschlagene Maßnahme besteht darin, in der Nähe des Reaktor-Kontrollraums neue 220-V-Steckdosen zu installieren, die durch den Notstromdiesel (DUS) abgesichert sind, einschließlich der Installation von Stromabzweigungen, Stromumwandlungsanlagen, Unterverteilungsanlagen (Stromverteilung und -schutz) sowie der erforderlichen Anschlüsse (Steckdosenkästen).

Bezeichnung	Lokales Krisenzentrum (CCL)
Thema	Sicherheit / Angriffe, Unfälle mit und ohne Kernschmelze, Brennelementebecken
Typologie	Materielle Ausstattung
Anwendbarkeit	Allgemein Stufe

Ziel: Stärkung der Krisenbewältigungsmaßnahmen, um dem Betreiber die langfristige Bewältigung einer schweren Krise (insbesondere einer Krise, die mehrere Reaktoren betrifft) zu ermöglichen.

Technische Erläuterung: Im Rahmen der[4] periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren schlägt EDF vor, die Krisenbewältigungsmaßnahmen durch den Bau eines neuen lokalen Krisenzentrums (CCL) an jedem Standort zu verstärken, damit der Betreiber des Standorts eine schwerwiegende Krise (insbesondere eine Krise, die mehrere Reaktoren betrifft) langfristig bewältigen kann. Dieses Gebäude gewährleistet im Krisenfall eine angemessene Zugänglichkeit, Autonomie und Bewohnbarkeit. Es ist so dimensioniert, dass es den für den „harten Kern" festgelegten äußeren Einwirkungen standhält.

Das CCL schützt seine Insassen vor radioaktiver Strahlung von außen und innen (aufgrund von Kontamination) sowie vor chemischen Gefahren. Es verfügt über:

- einen passiven Schutz und ein Filtersystem, das den Gehalt an Kontaminations- und Strahlungsquellen reduziert und für den Fall eines Unfalls mit vollständiger Kernschmelze in einem Reaktor des Standorts ausgelegt ist,
- einer Dekontaminationszone, die es ermöglicht, die dosimetrischen Bedingungen im Inneren des CCL nicht zu verschlechtern, falls die äußere Umgebung besonders kontaminiert sein sollte,
- über eine autonome Stromversorgung, die durch ein Notstromaggregat und Batterien gewährleistet wird,
- einer Stromversorgung des CCL von außen durch die „Force d'Action Rapide du Nucléaire" (FARN),
- einer automatischen Weiterleitung der für das Krisenmanagement erforderlichen Informationen für alle Reaktoren des Standorts.

Was den letzten Punkt betrifft, so werden Änderungen an der Architektur des IT-Netzwerks der Standorte sowie die Einrichtung einer computergestützten Überwachungsarchitektur den Krisenstabmitarbeitern den Zugriff auf die Standortdaten sowie die Einrichtung der entsprechenden Anzeigen ermöglichen.

Sollte die automatische Weiterleitung von Informationen nicht mehr gewährleistet sein, sieht die Regelung weitere technische Mittel und organisatorische Vorkehrungen vor, die die Weiterleitung der für das Krisenmanagement erforderlichen Daten ermöglichen.

Titel	Langfristige Kühlung des Kontrollraums
Thema	Sicherheit / Angriffe, Unfall mit und ohne Kernschmelze, BK-Becken
Typologie	In der Planung befindliche Anordnung
Anwendbarkeit	Allgemein, Lagerbereich

Ziel: Langfristige Gewährleistung der Kühlung des Kontrollraums in einer Situation „Hard Core“.

Technische Erläuterung: Es werden Untersuchungen zu den Temperaturbedingungen im Elektroraum und insbesondere im Kontrollraum mittel- und langfristig in „Hard-Core“-Situationen mit langanhaltendem Ausfall der normalen Kühlung (Ausfall der Kältequelle) durchgeführt.

Es wird eine Maßnahme geprüft, um die Temperatur in den sensiblen Räumen zu kontrollieren und die Betriebsbedingungen im Kontrollraum zu verbessern. Die geplante Maßnahme besteht darin, eine Luftkühlung für das Kühlwasser der Raumlüftung im Elektroraum hinzuzufügen.



Abbildung 20. Leitwarte eines 900-MWe-Reaktors

3.1.2.5.2. Weitere Maßnahme

Die folgende Maßnahme betrifft mehrere Sicherheitsziele.

Überschrift	**Zugänglichkeit für Einsatzkräfte im Störfall zur Durchführung von Maßnahmen vor Ort**
Thema	Sicherheit / Angriffe, Unfälle mit und ohne Kernschmelze
Typologie	Materielle Maßnahmen und derzeit geprüfte Maßnahmen im Anschluss an Studien als Reaktion auf die von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren
Geltungsbereich	Generisch, Reaktorstufe

Ziel: Überprüfung der tatsächlichen Fähigkeit des Betriebspersonals, die Räumlichkeiten zu betreten und dort die im Nachweis der nuklearen Sicherheit geforderten Betriebsmaßnahmen im Falle eines Unfalls, eines Unfalls mit Kernschmelze oder eines Angriffs durchzuführen.

Technische Erläuterung: Die im Rahmen der Vorschrift [FOH-B] durchgeführte Zugänglichkeitsanalyse besteht darin, die Fähigkeit der Betreiber zu überprüfen, die Räumlichkeiten zu betreten und dort die im Nachweis der nuklearen Sicherheit berücksichtigten Betriebsmaßnahmen durchzuführen. Die Analyse berücksichtigt insbesondere die Entwicklung der Umgebungsbedingungen (Hitze, Überschwemmung, Strahlungsbelastung usw.) in den Räumlichkeiten, die die Durchführung der vor Ort von den Einsatzkräften durchzuführenden Maßnahmen beeinträchtigen könnten und die auf Unfälle ohne Kernschmelze, mit Kernschmelze oder auch auf interne Störfälle (Brand, Überschwemmung usw.) zurückzuführen sind.

Die Analysen haben ergeben, dass bestimmte Ventile des Hochdruck-Simultaneinspritzsystems (RIS-RCV) unter bestimmten Unfallsituationen aufgrund der dort herrschenden radiologischen und thermischen Umgebungsbedingungen möglicherweise nicht mehr vor Ort betätigt werden können.

Ziel der vorgeschlagenen Maßnahme ist es, die Betätigung dieser Ventile vom Elektroraum aus zu ermöglichen. Diese Ventile werden über Schaltschränke mit Strom versorgt, an die Selbstüberwachungszellen (bereits vorhandene Vorrichtungen) angeschlossen werden können, um die Ventile fernzusteuern. Betroffen sind drei Ventile: ein Ventil am chemischen und volumetrischen Kontrollsystem (RCV) sowie zwei Ventile am Sicherheitsinjektionssystem (RIS). Für eines dieser beiden Ventile wird ein Adapter bereitgestellt, um den Anschluss der Selbstüberwachungszelle an den Schaltschrank zu gewährleisten. Die Sammlung der Maßnahmenblätter vor Ort wird aktualisiert, um darauf hinzuweisen, dass die Betätigung dieser Ventile vom Schaltschrank aus erfolgen muss.

Die Betriebsdokumentation wird ebenfalls angepasst, damit der Betreiber die Risiken im Zusammenhang mit der Umgebungsatmosphäre in den Räumlichkeiten oder auf dem Weg zu den Einsatzräumen bewältigen kann.

Die Maßnahme zielt zudem darauf ab, die Einrichtung des Lokalen Krisenzentrums (CCL) und die Belüftungsanordnung des Elektroraums zu nutzen, um die Kompaktheit und damit die Abschottung der Überlebensinsel (die den Kontrollraum enthält) zu verbessern, indem die Belüftung von Nebenräumen, die vom Kontrollraum entfernt sind – insbesondere bei den geraden Reaktoren – getrennt wird. Für diese Räume sieht die Maßnahme vor, sie endgültig von der Belüftung der Überlebensinsel zu trennen und an ein anderes Belüftungssystem anzuschließen. Die Maßnahme umfasst die Änderung bestimmter Abschnitte der Lüftungskanäle und der zugehörigen Ausrüstung.

3.2. Maßnahmen bezüglich der „Nachteile“

Dieser Teil der regelmäßigen Überprüfung betrifft die Beherrschung der Nachteile, die die Anlage im Normalbetrieb aufgrund von Wasserentnahmen, Ableitungen, Abfällen sowie der von ihr möglicherweise verursachten Belästigungen (Lärm, Vibrationen, Gerüche oder Staubemissionen) mit sich bringt.

Gemäß den gesetzlichen Anforderungen umfasst der Abschnitt „Nachteile“ der Überprüfung:

- zum einen eine Bestandsaufnahme hinsichtlich der Konformität der Anlage mit den geltenden Vorschriften sowie eine Auswertung der Betriebserfahrungen der letzten zehn Jahre,
- andererseits eine aktualisierte Bewertung der Beeinträchtigungen, die die Anlage im Normalbetrieb für Gesundheit und Umwelt mit sich bringt.

In Anlage Nr. 1 der Unterlagen zur öffentlichen Anhörung wird der Inhalt des Abschnitts „Nachteile“ näher aus, insbesondere bestimmte Maßnahmen, die seit der letzten Überprüfung bereits umgesetzt wurden. EDF schlägt zu diesem Thema folgende Formulierung vor.

Titel	**Errichtung einer belüfteten, mit Jodfilter ausgestatteten Umhüllung um bestimmte Anlagen des Abwassersammelsystems des Kernkraftwerksbereichs (RPE)**
Thema	Nachteile
Typologie	Materielle Umsetzung
Anwendbarkeit	Allgemein Lager

Ziel: Begrenzung des Risikos einer Jodfreisetzung in die Umwelt im Normalbetrieb.

Technische Erläuterung: Gasförmige Jodemissionen (Spaltprodukt) können in bestimmten Räumen auftreten, je nach Unversehrtheit der Brennstoffhüllen und der Kreisläufe.

Diese als „Jod-Risikoräume“ bezeichneten Räume müssen in ihrem Lüftungssystem mit Jodfallen (Filtervorrichtungen) ausgestattet sein, um die Freisetzung von Jod aus der Anlage in die Umwelt im Normalbetrieb zu begrenzen.

Im Rahmen der vierten periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren wurde das Risiko von Jodfreisetzungen für bestimmte Räume, die laut Reaktorkonzeption nicht an ein Belüftungssystem mit Jodfilterung angeschlossen sind, neu bewertet. Im Gebäude der nuklearen Hilfsanlagen wurde ein weiterer Raum identifiziert.

Die vorgeschlagene Maßnahme besteht darin, in dem betreffenden Raum eine belüftete Isolierkammer um die Ventile und Flansche – Bauteile, die undicht werden können – des Sammelkreislaufs für Abwässer aus dem Kernkraftwerksbereich (RPE) zu installieren. Zwischen dieser Isolierkammer und dem nächstgelegenen Lüftungskanal, der an die Jodfilteranlage angeschlossen ist, wird eine Verbindungsleitung angelegt.

Abbildungen, die diese Anordnung veranschaulichen, sind in Abbildung 21 und Abbildung 22 dargestellt.

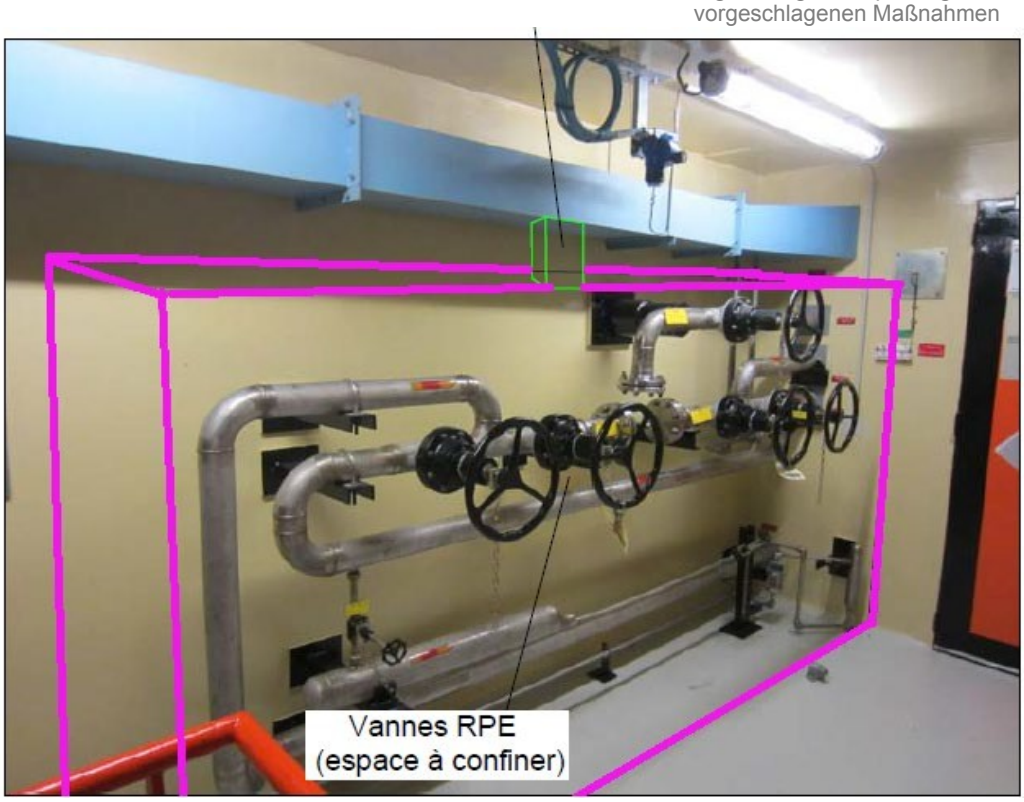


Abbildung 21. Einrichtung einer belüfteten, an die Jodfilteranlage angeschlossenen Isolierkammer um bestimmte Anlagen des Abwassersammelsystems des Kernkraftwerksbereichs (RPE): Foto des Raums und Lage der Anordnung

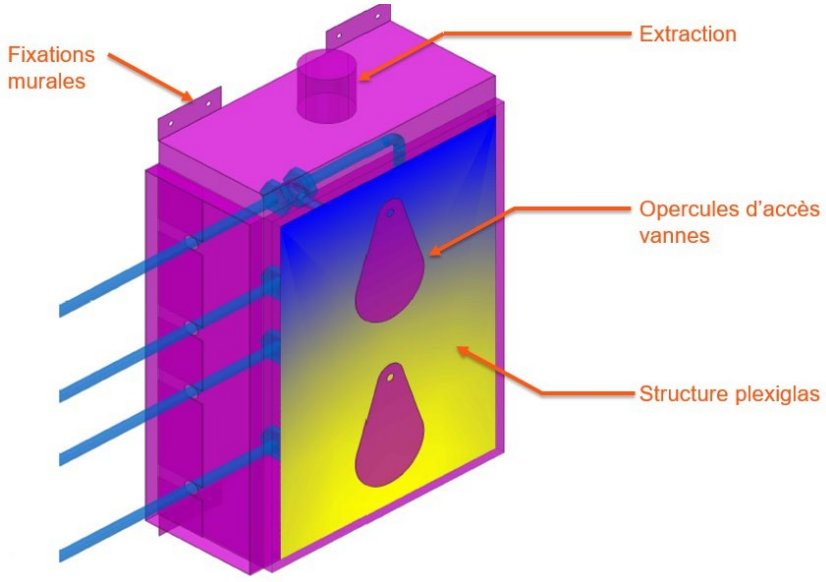


Abbildung 22. Einrichtung eines belüfteten Raums, der an die Jodfilteranlage angeschlossen ist, um bestimmte Anlagen des Abwassersammelsystems des Kernkraftwerksinsel (RPE): Darstellung der Anordnung

3.3. Bestimmungen zur der Anlagen

Zur langfristigen Erhaltung der Anlagen umfasst das Industrieprogramm von EDF Folgendes:

- den Nachweis zu erbringen, dass nicht austauschbare Komponenten ihre Funktion nach 40 Jahren weiterhin erfüllen können (Reaktordruckbehälter und Sicherheitsbehälter),
- nachzuweisen, dass austauschbare Komponenten ihre Funktion auch nach 40 Jahren noch erfüllen können, oder sie entweder auszutauschen oder zu sanieren,
- nachzuweisen, dass die Qualifikation der betreffenden mechanischen und elektrischen Komponenten weiterhin gegeben ist, oder gegebenenfalls entweder deren Austausch oder deren Sanierung vorzunehmen.

EDF schlägt folgende Bestimmung bezüglich der langfristigen Aufrechterhaltung der Anlagen vor.

Überschrift	**Aufrechterhaltung der Eignung unter Unfallbedingungen der KRT-Kette mit hoher Gamma-Strahlung BR**
Thema	Aufrechterhaltung der Eignung
Typ	Materielle Bestimmungen
Gültigkeitsbereich	Allgemein Stufe

Ziel: Gewährleistung der Eignung einer Aktivitätsmesskette im Reaktorgebäude unter Unfallbedingungen über einen Betriebszeitraum von mehr als 40 Jahren hinaus.

Technische Erläuterung: Die Messkette zur Überwachung der „hohen Gamma-Strahlung“ im Reaktorgebäude (die zum System zur Überwachung der Radioaktivität des KRT-Reaktors gehört) ermöglicht es, die Gamma-Dosisleistung in der Luft des Reaktorgebäudes ab Beginn eines Unfalls zu messen und deren Entwicklung zu verfolgen. Ziel der Maßnahme ist es, die Eignung dieser Messkette für Unfallbedingungen auch nach mehr als 40 Betriebsjahren sicherzustellen.

Die vorgeschlagene Maßnahme besteht darin, bestimmte Komponenten zu ersetzen, bei denen die Aufrechterhaltung der Eignung nicht nachgewiesen werden kann: Messschrank, Anschlusskasten sowie das digitale Iktometer[8].

8 Ein Iktometer ist ein Messgerät für ionisierende Strahlung.

4. Annexe 1 : Liste des dispositions proposées par l'exploitant



Kernkraftwerk Blayais, Gironde Copyright EDF – Yohan Espiaube

Dieser Anhang listet die vom Betreiber vorgeschlagenen und in §3 näher erläuterten Maßnahmen auf.

Wortlaut der Bestimmung
Bestimmungen zum Thema Risiken (§3.1)
Bestimmungen zur Konformität der Anlage (§3.1.1)
Bestimmungen zu Unfällen ohne Kernschmelze (§3.1.2.1)
Erweiterung des Nachweises der nuklearen Sicherheit in Bezug auf Unfälle
Überprüfung der Knickgrenze der Gitter einer Brennelementkassette
Erweiterung der Studien im ergänzenden Bereich
Einbau einer Entnahmevorrichtung für das Primärmedium im Stillstandszustand hinter dem CEPP-Wärmetauscher (Dichtkreislauf der Primärpumpen)
Einbau eines Entnahmestutzens am Doppelmantel der RIS- und EAS-Kreisläufe
Bestimmungen zu Belastungen (§3.1.2.2)
Erweiterung des Nachweises der nuklearen Sicherheit in Bezug auf Belastungen
Verringerung der Wärmebelastungen
Anbindung des Absperrventils des Wasserstoffkreislaufs an die Brandmeldeanlage (Gefahr eines entbrannten Wasserstoffstrahls)
Verbesserung der Robustheit der Anlage gegenüber der Brandgefahr
Brandschutz für Kabel
Schutz des Brennelement-Lagerbeckens vor Brandgefahr
Verbesserung der Verfügbarkeit des Systems zur Ableitung der Restleistung aus dem „ „Harter Kern“ (EAS-ND) und Erhöhung der Zuverlässigkeit der Stromverteilung
Schutz sensibler Räume vor dem Ausfall der ortsfesten Sprinkleranlagen im Brandfall
Verhinderung des Eindringens von Luft in das Abgasbehandlungssystem für wasserstoffhaltige Abgase
Einbau einer Anschlussmanschette am Gasspeichersystem
Verhinderung der Explosionsgefahr in den Batterieräumen
Schutz der Rohrleitungen im Reaktorblock vor Explosionen
Funktionsanalysen zur nuklearen Sicherheit im Hinblick auf interne Explosionen und Risikoprävention im Reaktorgebäude
Zusätzliche Schutzmaßnahmen gegen interne Explosionen
Vollständiger Ausfall der Stromversorgung bei extremer Hitze
Schutz vor Tornados (Gitter)
Bestimmungen zum Brennelement-Lagerbecken „BK“ (§3.1.2.3)
Brandschutzwand zwischen den beiden Kühlpumpen des BK-Beckens
Ergänzende Untersuchungen zur Sicherheit der Becken im Reaktorgebäude (BR) und im Brennstoffgebäude (BK)

Rückkehr in einen Zustand ohne Sieden im BK-Becken nach einem Unfall oder einer Störung
Vorschriften für Unfälle mit Kernschmelze (§3.1.2.4)
Erweiterung des Nachweises der nuklearen Sicherheit in Bezug auf Unfälle mit Kernschmelze
Ersatz bestehender, für den Fall eines Kernschmelzunfalls nicht qualifizierter Ausrüstungen
Fest installierte Anlagen zur Aufbereitung von kontaminiertem Wasser im Reaktorgebäude und mobile Module zur Aufbereitung von kontaminiertem Wasser
Inbetriebnahme einer Einspeiseanlage und einer mobilen Anlage als Ersatz für die EAS-ND-Anlage
Rückführung der Abwässer aus dem Brennelementgebäude in das Reaktorgebäude
Einrichtung einer Wasserstandsmessung in den Sammelbecken des Reaktorgebäudes
Notstromversorgung für die Erkennung eines Behälterdurchbruchs durch das DUS und Einrichtung einer Corium-Ausbreitungserkennung im Kerninstrumentierungsraum (RIC)
Verstärkung der Wände zwischen dem internen Kerninstrumentierungsraum und dem Bereich der Sumpfbecken des Reaktorgebäudes
Zusätzliche Wassereinspeisung zusätzlich zu der des PTR
Verstärkung der Erdbebensicherheit der Entlüftungs- und Filteranlage des Sicherheitsbehälters U5 für Erdbeben der Stufe SMS
Schutz der Komponenten der „Breitband“-Messkette für den Druck im Sicherheitsbehälter, die sich in den Hauptschalträumen des Sicherheitspfads B befinden
Verdickung der Fundamentplatte des Reaktorgebäudes
Einbau von Körben mit Dinatriumtetraborat-Decahydrat in die Sumpfbecken des Reaktorgebäudes

Sicherheitsmaßnahmen mit mehreren Sicherheitszielen (§3.1.2.5)
Maßnahmen für den „harten Kern“ (§3.1.2.5.1)
„Hard Core“-Leitung
Leittechnik „Hard Core“
Notstromversorgung der „Hard-Core“-Dampferzeuger (ASG-ND) und „Hard-Core“-Nachspeisung der BR- und BK-Becken
Einspritzpumpe an den Dichtungen der Primärpumpenaggregate „Hard Core“ (PIJ-ND)
Repräsentative Informationen zur Wirksamkeit der Hochdruckborierung in „Hard Core“-Situationen
Erkennung einer Situation mit vollständigem Verlust der Kühlquelle (H1), erdbebensicher im „Hard Core“-Betrieb
Automatische Reaktorabschaltung und Meldung eines „signifikanten Erdbebens“, robust gegenüber „Hard-Core“-Szenarien
Robustheit gegenüber „Hard-Core“-Lastfällen (einschließlich „Hard-Core“-Erdbeben)
Verlegung von Leitungen in boriertem Wasser (RRB) und Ersatz der Füllstandsmessungen der PTR-Wanne
Hinzufügung einer analogen Füllstandsmesskette für das Brennelementlagerbecken, robust gegenüber „Noyau Dur“
„Alles-oder-Nichts“-Füllstandsmessungen im BR-Becken
Dampfablass im „Hard-Core“-Szenario
Schutzvorrichtungen gegen Tornados im „Hard-Core“-Fall
220-V-Steckdosen im Kontrollraum, die durch das DUS mit Notstrom versorgt werden
Lokales Krisenzentrum (CCL)
Langzeitkühlung des Kontrollraums
Sonstige Bestimmungen (§3.1.2.5.2)
Zugänglichkeit für Einsatzkräfte im Unfallfall für Maßnahmen vor Ort
Bestimmungen bezüglich der Nachteile (§3.2)
Einrichtung einer belüfteten Kammer mit Jodfilterung um bestimmte Anlagen des Abwassersammelsystems des Kernkraftwerksblocks (
Bestimmungen zur Fortführung des Betriebs nach 40 Jahren (§3.3)
Aufrechterhaltung der Qualifizierung für Unfallbedingungen der KRT-Kette mit hohem Gamma-Fluss BR



5. Annexe 2 : Vues d'ensemble

EDF-Kernkraftwerk Le Blayais, Gironde
© Copyright EDF – Yohan Espiaube

Dieser Anhang veranschaulicht die wichtigsten Gebäude eines Kernkraftwerks, die Funktionsprinzipien eines Kernreaktors und die wichtigsten Systeme.

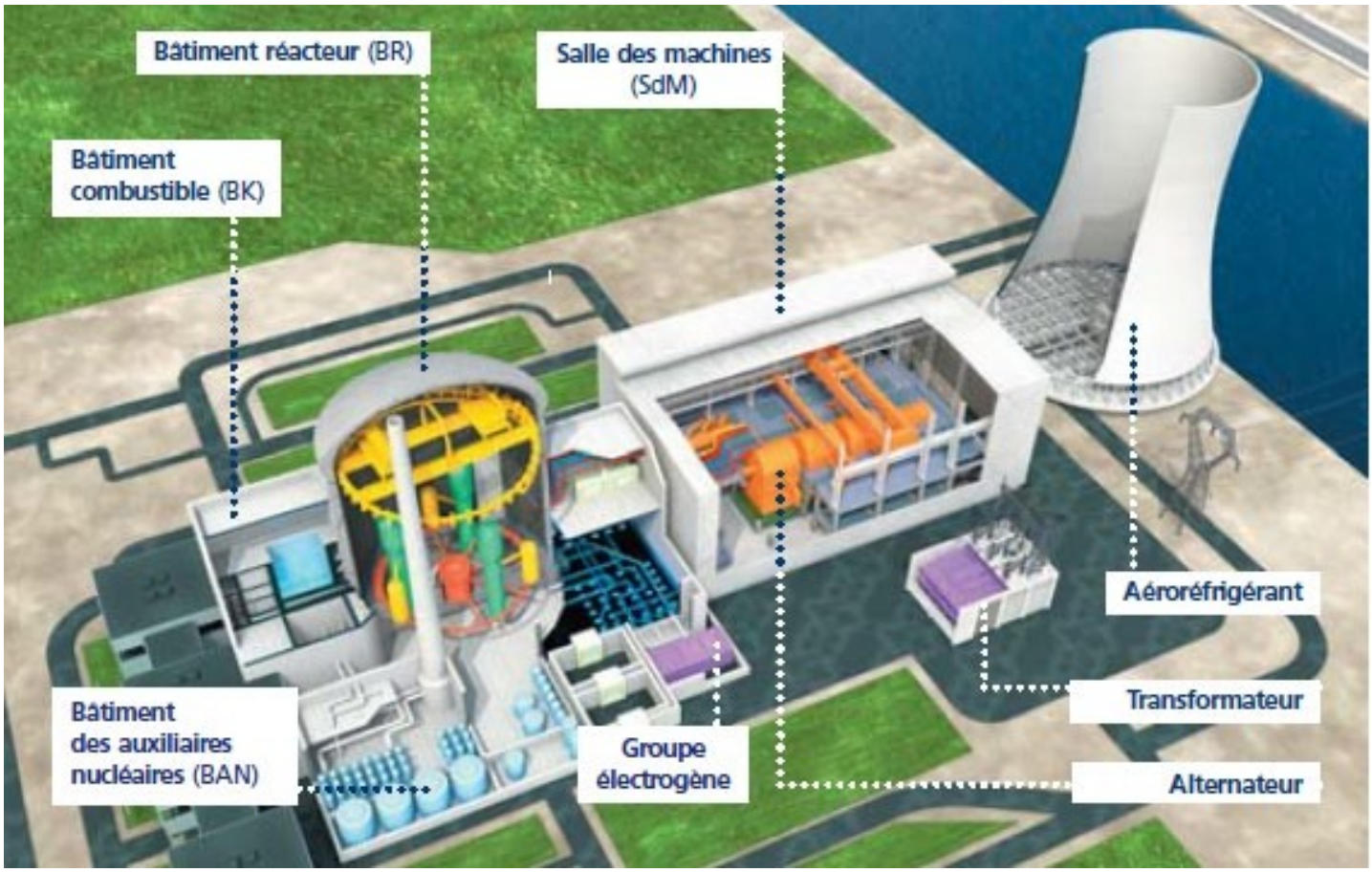


Abbildung 23. Anordnung der wichtigsten Gebäude in einem Kernkraftwerk

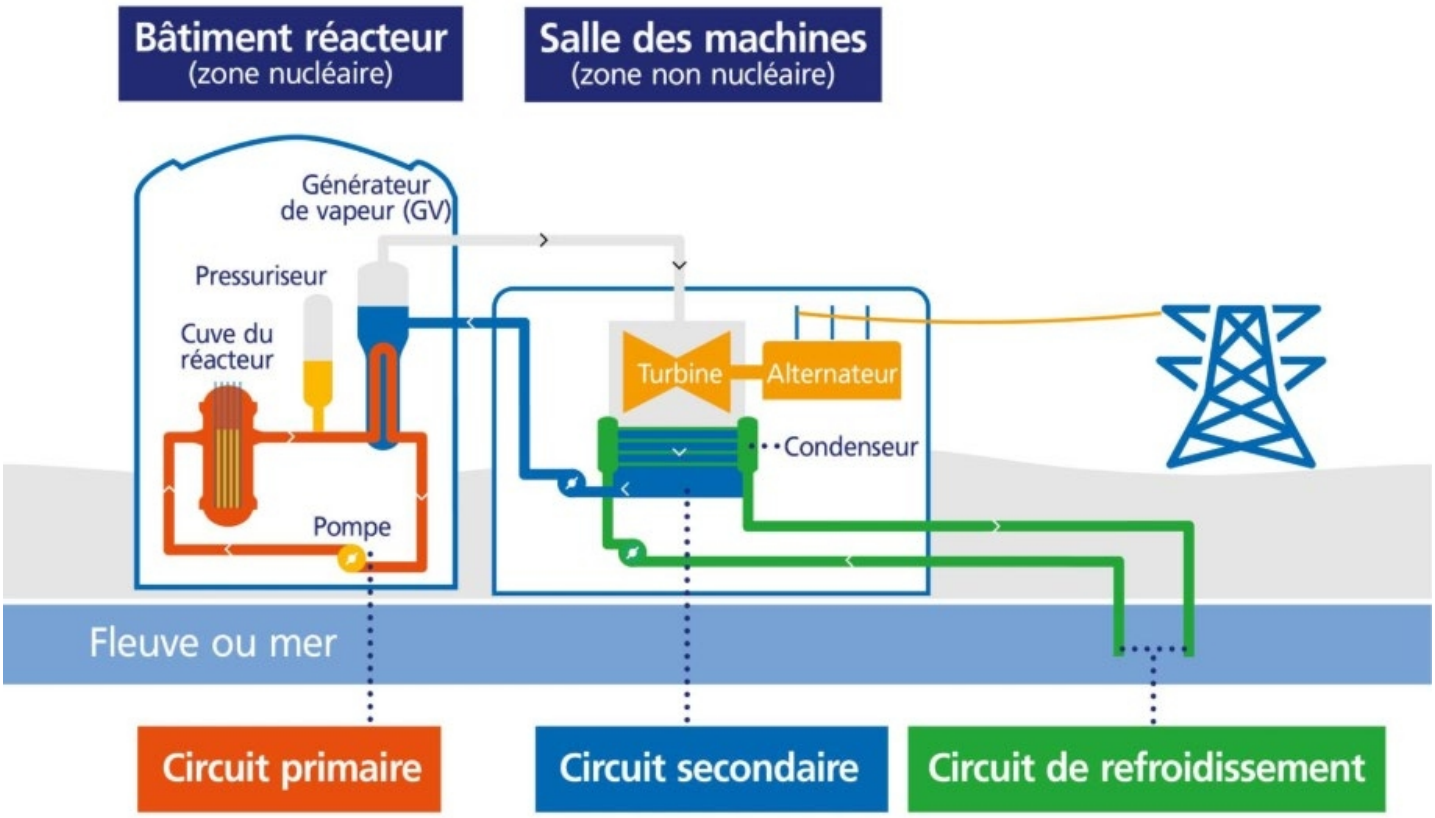


Abbildung 24. Funktionsprinzipien eines Kernkraftwerks ohne Luftkühlung

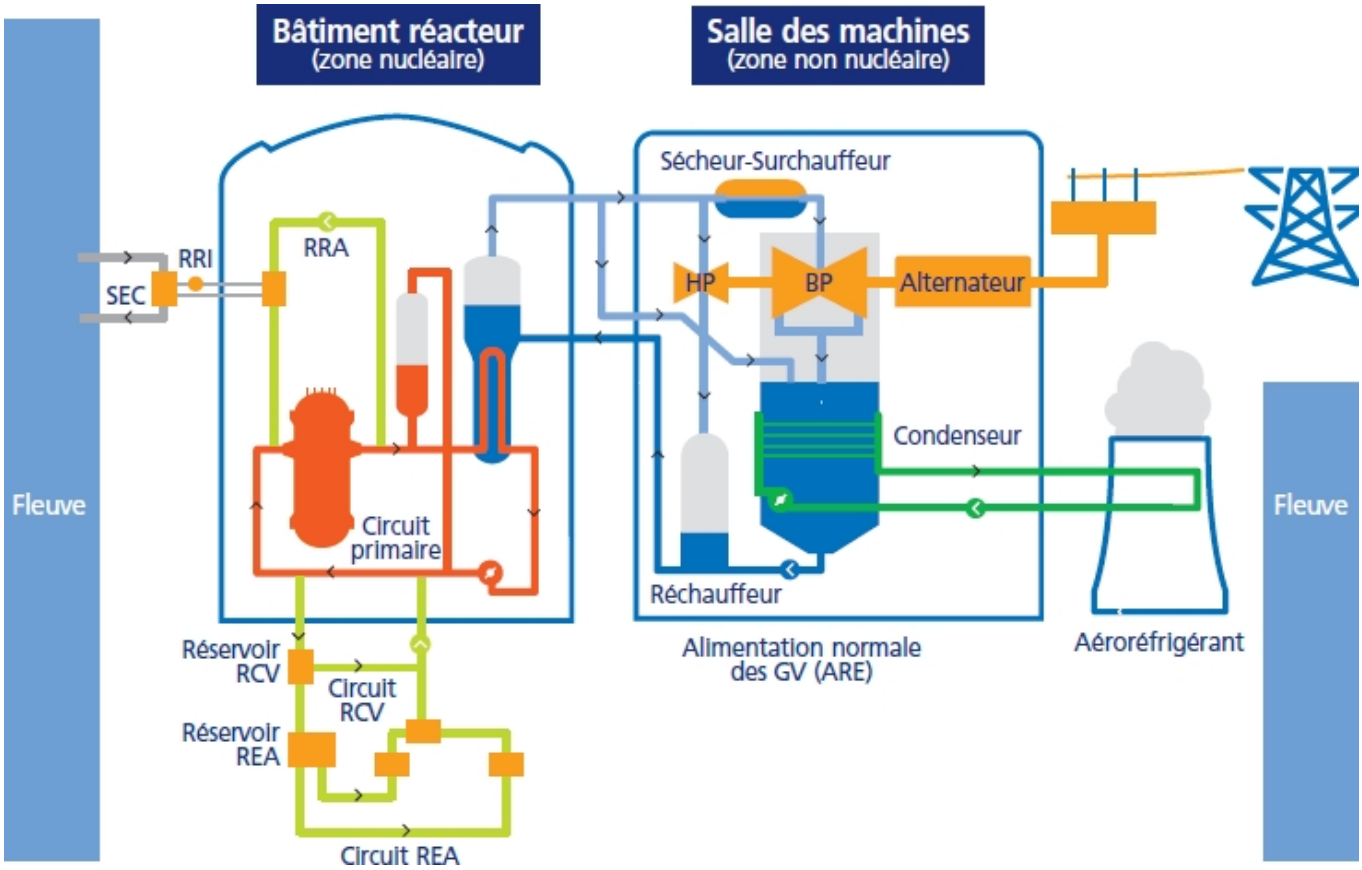


Abbildung 25. Schematische Darstellung eines Reaktors im Normalbetrieb: wichtigste Nebenkreisläufe

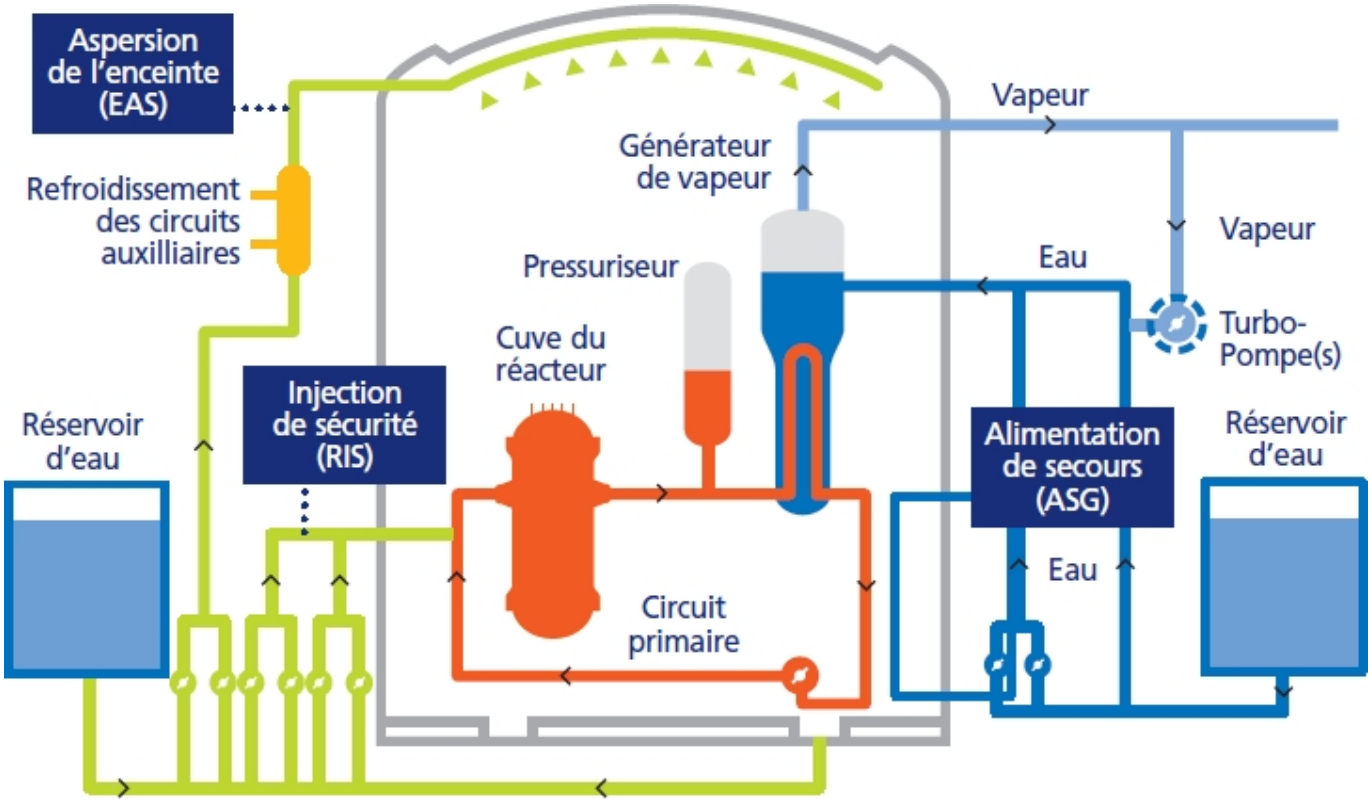


Abbildung 26. Schema der Sicherheitssysteme: die drei Hauptkreisläufe (ASG, RIS, EAS)



DOCUMENT

2

BERICHT MIT DEN ERGEBNISSEN DER REGELMÄSSIGEN ÜBERPRÜFUNG (RCR) DES REAKTOR NR. 3

Zyklische Untersuchung bezüglich des Berichts vom 4. Überprüfung

KERNKRAFTWERK

DU BLAYAIS – REAKTOR Nr 3

INHALT

EINLEITUNG ____ **3**

TEIL I – RISIKEN ____ **12**

KAPITEL 1: KONFORMITÄT ____ **14**

ABSCHNITT 0: BEHEBUNG VON ABWEICHUNGEN MIT AUSWIRKUNGEN AUF DIE SICHERHEIT 16
ABSCHNITT 1: KONFORMITÄTSPRÜFUNG 21
ABSCHNITT 2: PROGRAMM FÜR ERGÄNZENDE UNTERSUCHUNGEN (PIC) 35
ABSCHNITT 3: BEHANDLUNG VON SICHERHEITSBEDEUTENDEN EREIGNISSEN (ESS) DER STUFE 1 ODER HÖHER AUF DER INES-SKALA SOWIE VON UMWELTBEDEUTENDEN EREIGNISSEN (ESE) IM ZUSAMMENHANG MIT DER FLÜSSIGKEITS-EINDÄMMUNG 39
ABSCHNITT 4: ÜBERPRÜFUNG DER KONFORMITÄT DER SYSTEME 44

KAPITEL 2: NEUBEWERTUNG ____ **58**

ABSCHNITT 1: UNFÄLLE OHNE KERNSCHMELZE 60
ABSCHNITT 2: ANGRIFFE 90
ABSCHNITT 3: BRENNBARES SCHWIMMBAD 170
ABSCHNITT 4: UNFÄLLE MIT KERNSCHMELZE 184
ABSCHNITT 5: KONVENTIONELLE RISIKEN 203
ABSCHNITT 6: QUERSCHNITTSSTUDIEN 209
ABSCHNITT 7: BEITRAG DER KERNGRUPPE ZU DEN ZIELEN DER ÜBERPRÜFUNG 221

TEIL II – NACHTEILE ____ **250**

KAPITEL 1: KONFORMITÄT ____ **252**

KAPITEL 2: NEUBEWERTUNG ____ **305**

TEIL III – WEITERBETRIEB NACH 40 JAHREN ____ **326**

ABSCHNITT 1: BEWÄLTIGUNG VON ALTERUNG UND VERALTUNG 327
ABSCHNITT 2: KONTROLLE DER QUALIFIZIERUNG DER MQCA 343

SCHLUSSFOLGERUNG ____ **356**

ANHANG ____ **359**

GLOSSAR ____ **377**

EINLEITUNG

Die vierte zehnjährige Inspektion des Blocks 3 des Kernkraftwerks Blayais (CNPE) fand vom 08.06.2024 (Trennung vom Stromnetz) bis zum 26.12.2024 (Wiederanschluss an das Stromnetz) statt. Die Reaktorauflösung erfolgte am 20.12.2024.

Im Rahmen der vierten periodischen Überprüfung der Blöcke der Baureihe CPY (900 MWe) stellt das vorliegende Dokument den Abschlussbericht zur Überprüfung von Block 3 des Kernkraftwerks Blayais dar. Es enthält die Schlussfolgerungen der Überprüfung im Hinblick auf die damit verbundenen Ziele sowie eine Zusammenfassung der angewandten Methoden und der wichtigsten Ergebnisse für jedes behandelte Thema. Die darin behandelten Themen werden zunächst allgemein für alle Reaktoren der Baureihe CPY dargestellt und anschließend auf Block 3 des Kernkraftwerks Blayais heruntergebrochen, um die Besonderheiten dieses Blocks im Hinblick auf das untersuchte Thema hervorzuheben und eine Bilanz der Umsetzung der für dieses Thema vorgesehenen Änderungen zu ziehen.

Somit ist jedes Thema der Überprüfung im Abschlussbericht der Überprüfung wie folgt gegliedert:

- Allgemeiner Teil zur Baureihe
- **Blockspezifischer Teil**
    - Besonderheiten des Blocks: Dieser Teil stellt die lokale Umsetzung der Untersuchungen dar, insbesondere wenn der Block im Vergleich zum „Palier“-Zustand Besonderheiten aufweist.
    - Bilanz zum Zustand des Blocks: Bilanz zur Umsetzung der geplanten Änderungen oder Darstellung der Ergebnisse der durchgeführten Kontrollen.

Dieses Dokument deckt alle in Artikel L.593-1 des Umweltgesetzbuchs definierten geschützten Interessen ab.

0 HINTERGRUND

Artikel L.591-1 des Umweltgesetzbuchs definiert die nukleare Sicherheit als *„die Gesamtheit der technischen Vorkehrungen und organisatorischen Maßnahmen in Bezug auf die Auslegung, den Bau, den Betrieb, die Stilllegung und den Rückbau von kerntechnischen Anlagen sowie den Transport radioaktiver Stoffe, die getroffen werden, um Unfälle zu verhindern oder deren Auswirkungen zu begrenzen“.*

Die Artikel L.593-18 und L.593-19 des Umweltgesetzbuchs befassen sich mit den regelmäßigen Überprüfungen:

Artikel L.593-18: „Der Betreiber einer Kernanlage führt regelmäßig eine Überprüfung seiner Anlage unter Berücksichtigung der international bewährten Verfahren durch.

Diese Überprüfung muss es ermöglichen, den Zustand der Anlage im Hinblick auf die für sie geltenden Vorschriften zu beurteilen und die Bewertung der Risiken oder Nachteile, die die Anlage für die in Artikel L. 593-1 genannten Interessen darstellt, zu aktualisieren, wobei insbesondere der Zustand der Anlage, die während des Betriebs gewonnenen Erfahrungen, des Wissensstands, einschließlich der Erkenntnisse zum Klimawandel und seinen Auswirkungen, sowie der für ähnliche Anlagen geltenden Vorschriften. Diese Risikobewertung berücksichtigt die Auswirkungen des Klimawandels auf die im Rahmen dieser Bewertung zu berücksichtigenden äußeren Einflüsse.

Diese Überprüfungen finden alle zehn Jahre statt. Die Genehmigungsverordnung kann jedoch einen anderen Turnus festlegen, wenn die Besonderheiten der Anlage dies rechtfertigen. Für Anlagen, die unter die Richtlinie 2009/71/Euratom des Rates vom 25. Juni 2009 zur Schaffung eines Gemeinschaftsrahmens für die nukleare Sicherheit kerntechnischer Anlagen fallen, darf die Häufigkeit der regelmäßigen Überprüfungen nicht seltener als einmal alle zehn Jahre sein.

Gegebenenfalls kann der Betreiber in Form eines gesonderten Berichts diejenigen Angaben vorlegen, deren Offenlegung seiner Ansicht nach eines der in Artikel L. 124-4 genannten Interessen beeinträchtigen würde. Unter diesem Vorbehalt ist der Bericht über die regelmäßige Überprüfung gemäß den Artikeln L. 125-10 und L. 125-11 jeder Person zugänglich zu machen."

Artikel L593-19: „Der Betreiber übermittelt der Behörde für nukleare Sicherheit und dem für die nukleare Sicherheit zuständigen Minister einen Bericht, der die Schlussfolgerungen der in Artikel L. 593-18 vorgesehenen Überprüfung sowie gegebenenfalls die Maßnahmen enthält, die er zu ergreifen beabsichtigt, um die festgestellten Mängel zu beheben oder den Schutz der in Artikel L. 593-1 genannten Interessen zu verbessern.

Bei Überprüfungen, die nach dem fünfunddreißigsten Betriebsjahr eines Kernkraftwerks durchgeführt werden, ist der in Absatz 1 dieses Artikels genannte Bericht Gegenstand einer öffentlichen Anhörung.

Die Behörde für nukleare Sicherheit wertet den in demselben ersten Absatz genannten Bericht aus. Im Anschluss an diese Auswertung kann sie dem Betreiber neue Auflagen gemäß Artikel L. 593-10 auferlegen. Bei den in Absatz 2 dieses Artikels genannten Überprüfungen berücksichtigt die Behörde für nukleare Sicherheit die Ergebnisse der öffentlichen Anhörung bei ihrer Prüfung des Berichts des Betreibers und bei den von ihr erlassenen Auflagen. Bei denselben Überprüfungen fünf Jahre nach Vorlage des in Absatz 1 dieses Artikels genannten Berichts legt der Betreiber der Behörde für nukleare Sicherheit einen Zwischenbericht vor, der über die Umsetzung der in Artikel L. 593-10 genannten Auflagen berichtet, die anlässlich der Überprüfung erlassen wurden; auf dieser Grundlage kann die Behörde für nukleare Sicherheit diese Auflagen ergänzen.

Die Behörde für nukleare Sicherheit übermittelt ihre Auswertung des Berichts und ihre Auflagen dem für die nukleare Sicherheit zuständigen Minister. Mit Ausnahme von Informationen, die die in Artikel L. 124-4 Absatz I genannten Interessen beeinträchtigen könnten, werden diese Auswertung und diese Auflagen veröffentlicht.

Die vom Betreiber geplanten Maßnahmen unterliegen je nach ihrer Bedeutung Genehmigungen im Falle wesentlicher Änderungen unter den in Artikel L. 593-14 *Absatz II vorgesehenen Bedingungen oder Meldungen bzw. Genehmigungen im Falle nennenswerter Änderungen unter den in* Artikel L. 593-15 *vorgesehenen Bedingungen.*"

1 GRUNDSÄTZE DER REGELMÄSSIGEN ÜBERPRÜFUNG

Gemäß Artikel L. 593-18 des Umweltgesetzbuchs führt EDF **alle zehn Jahre** regelmäßige Überprüfungen seiner Reaktoren durch, um *„den Zustand der Anlage im Hinblick auf die für sie geltenden Vorschriften zu bewerten und die Einschätzung der Risiken oder Nachteile, die die Anlage für die in Artikel L. 593-1 genannten Interessen darstellt, zu aktualisieren, wobei insbesondere der Zustand der Anlage, die im Laufe des Betriebs gewonnenen Erfahrungen, der Wissensstand – einschließlich der Erkenntnisse zum Klimawandel und seinen Auswirkungen – sowie die für ähnliche Anlagen geltenden Vorschriften zu berücksichtigen sind. Diese Risikobewertung berücksichtigt die Auswirkungen des Klimawandels auf die im Rahmen dieser Bewertung zu berücksichtigenden äußeren Einflüsse*."

Das Verfahren der regelmäßigen Überprüfung stützt sich somit auf die Berücksichtigung:

- der Erkenntnisse aus nationalen und internationalen Erfahrungsberichten,
- der Ergebnisse von Forschungs- und Entwicklungsstudien (F&E) sowie der Fortschritte, die durch verbesserte Erkenntnisse und Technologien ermöglicht werden,
- der Anpassungen und Weiterentwicklungen, die erforderlich sind, um ehrgeizigere Ziele zu erreichen, die auf eine verstärkte Beherrschung der **Risiken** und **Nachteile** abzielen.

Risiken entstehen durch den störungsbedingten oder unfallbedingten Betrieb der Anlagen und können zu radiologischen Folgen (Freisetzung radioaktiver Stoffe) oder zu nicht-radiologischen Folgen (thermische Auswirkungen, toxische Auswirkungen, Überdruckeffekte…) führen. Nachteile entstehen durch den normalen Betrieb oder den Betrieb im Notbetrieb der Anlagen (Wasserentnahmen und Einleitungen, Lärm, Erschütterungen…).

Dieser Ansatz wird in einer Weise umgesetzt, die den Anforderungen der nuklearen Sicherheit und des Umweltschutzes angemessen ist und wirtschaftlich vertretbare Bedingungen berücksichtigt.

Die regelmäßige Überprüfung befasst sich daher sowohl mit den Risiken als auch mit den Nachteilen, wobei jeder dieser beiden Bereiche in zwei Teile gegliedert ist:

- **Überprüfung der Konformität** der Anlagen mit den zu Beginn der Überprüfung geltenden Vorschriften hinsichtlich der Risiken und **Bewertung der Situation** der Anlagen im Hinblick auf die für sie geltenden Vorschriften hinsichtlich der Nachteile.
- **Neubewertung** mit dem Ziel, den Schutz der in Artikel L.593-1 des Umweltgesetzbuchs genannten Interessen so weit wie vernünftigerweise möglich zu verbessern.

Die vierte regelmäßige Überprüfung umfasst einen dritten Teil zum Thema *„Weiterbetrieb nach 40* Jahren", der die Beherrschung der Alterung der Ausrüstung und die Aufrechterhaltung der Eignung der Ausrüstung unter Unfallbedingungen abdeckt.

Die Überprüfung umfasst eine „generische" Phase, die allen Blöcken derselben Reaktorgeneration (CPY) gemeinsam ist. Diese Phase nutzt den standardisierten Charakter der Reaktoren derselben Generation. Die im Rahmen der „generischen" Phase durchgeführten Untersuchungen gelten daher für alle Reaktoren dieser Generation.

Im Hinblick auf die Risiken und den weiteren Betrieb nach 40 Jahren begann der Prozess der periodischen Überprüfung mit einer Orientierungsphase, deren Ziel es war, die verschiedenen zu behandelnden Themen festzulegen. Für die 4. periodische Überprüfung der 900-MWe-Generation (4. RP 900) hat EDF der ASN am 13. Februar 2014 ein Leitliniendossier zur Überprüfung (DOR) vorgelegt, in dem das Arbeitsprogramm beschrieben wird. Auf dieser Grundlage prüfte die von der ASN beauftragte Ständige Expertengruppe für Reaktoren den Inhalt des von EDF vorgeschlagenen Programms hinsichtlich des Risikobereichs in den Sitzungen vom 1. und 2. April 2015, die den „Leitlinien für die Sicherheitsüberprüfung im Zusammenhang mit den vierten zehnjährigen Inspektionen der Reaktoren der 900-MWe-Klasse " („GPO" im weiteren Verlauf des Dokuments) gewidmet waren. Die Leitlinien für die Überprüfung wurden ebenfalls von der Ständigen Expertengruppe für nukleare Druckbehälter (GP ESPN) geprüft, die von der ASN beauftragt worden war und am 10. Juni 2015 tagte. Im Rahmen dieser Ständigen Gruppen hat sich EDF verpflichtet, durch konkrete Maßnahmen

, sein Arbeitsprogramm zu ergänzen. Auf der Grundlage dieser Maßnahmen und des Austauschs im Rahmen dieser Ständigen Gruppen formulierte die ASN am 20. April 2016 nach einer öffentlichen Anhörung ergänzende Anforderungen.

In der Folge wurden mehrere Themenbereiche untersucht, von denen einige Anlass zu Ständigen Arbeitsgruppen zu spezifischen Themen gaben: Bewältigung von Alterung und Veralterung, mechanische Festigkeit der Reaktorbehälter, behördliche Referenzunterlagen für kerntechnische Druckbehälter, Alterung und Betriebsfähigkeit der gegossenen Bogenstücke des Hauptprimärkreislaufs, probabilistische Sicherheitsanalysen, Studien zu Unfällen ohne Kernschmelze, Studien zu Unfällen mit Kernschmelze und Korrosionsangriffen.

Am 12. und 13. November 2020 wurde die Bilanz der generischen Phase der vierten periodischen Überprüfung der Reaktoren der 900-MWe-Klasse von der Ständigen Reaktorgruppe geprüft.

Nach einer öffentlichen Anhörung erließ die Behörde für nukleare Sicherheit (ASN) im Februar 2021 die für die Reaktoren der Baureihe 900 MWe geltenden Auflagen unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase ihrer vierten Überprüfung (Entscheidung Nr. 2021-DC-0706), um den weiteren Betrieb dieser Reaktoren zu regeln.

Der Abschlussbericht der Überprüfung stellt daher im Abschnitt „Risiken“ die Schlussfolgerungen der vierten periodischen Überprüfung dar, insbesondere die Umsetzung der von EDF im Anschluss an die Sitzungen der Ständigen Gruppen zur Festlegung des Rahmens der Überprüfung beschlossenen Maßnahmen, die wichtigsten Erkenntnisse aus allen im Rahmen der generischen Phase dieser Überprüfung durchgeführten Untersuchungen sowie die generischen Vorschriften.

Insbesondere verlangt die Vorschrift [GEN], dass *„der Betreiber vor der Vorlage des Abschlussberichts der Überprüfung sicherstellt, dass der Wissensstand, auf dem die generische Phase der periodischen Überprüfung basiert, angesichts der Entwicklungen im Wissensstand und der gewonnenen Erfahrungen weiterhin relevant ist. Andernfalls legt der Betreiber in diesem Bericht die Maßnahmen dar, die er ergriffen hat oder plant, um diesen Entwicklungen Rechnung zu tragen“.* Der Abschlussbericht der Überprüfung (RCR) eines Vorlaufreaktors (TTS), Tricastin 1 für die CPY-Stufe, bildet die Referenz zum Abschluss der generischen Phase des 4. RP 900: Die generischen Teile dieses RCR berücksichtigen die im Rahmen der Überprüfung berücksichtigten neuen Erkenntnisse und Erfahrungen. Anschließend werden im Rahmen der Erstellung der RCR für die nachfolgenden Reaktoren die generischen Teile so weit wie erforderlich aktualisiert, um wesentliche neue Erkenntnisse und Erfahrungen zu berücksichtigen. Diese aktualisierten generischen Teile werden in die spezifischen Teile übernommen. Diese Aktualisierung des Inhalts der RCR für die nach dem TTS folgenden Blöcke entspricht der Vorschrift [GEN].

Der vorliegende Bericht befasst sich auch mit den Nachteilen im Sinne von Artikel 4.1 Absatz I des geänderten Erlasses vom 7. Februar 2012 zur Festlegung der allgemeinen Vorschriften für Kernkraftwerke: „ Zu den Nachteilen [...] zählen zum einen die Auswirkungen der Anlage auf Gesundheit und Umwelt aufgrund von Wasserentnahmen und Einleitungen sowie zum anderen die Belästigungen, die sie verursachen kann, insbesondere durch die Verbreitung pathogener Mikroorganismen, Lärm und Erschütterungen, Gerüche oder Staubaufwirbelungen. “. Er umfasst den Normalbetrieb und den Betrieb im Notbetrieb der Anlagen, wie sie in Artikel 1.3 des geänderten Erlasses vom 7. Februar 2012 zur Festlegung der allgemeinen Vorschriften für Kernkraftwerke definiert sind, im Einklang mit dem Umfang der Umweltverträglichkeitsprüfung. Die Abfallentsorgung wird von EDF ebenfalls dem Bereich der Nachteile zugeordnet, da sie mit dem Normalbetrieb der Anlagen zusammenhängt.

In Anwendung der Artikel 1.3.1, 3.3.6 und 4.4.5 des Beschlusses Nr. 2013-DC-0360 der Behörde für nukleare Sicherheit (ASN) vom 16. Juli 2013, betreffend die Begrenzung von Belästigungen und Auswirkungen auf Gesundheit und Umwelt durch Kernkraftwerke, genehmigt durch den Erlass vom 9. August 2013, geändert durch den Beschluss Nr. 2016-DC-0569 der ASN vom 29. September 2016, genehmigt durch den Erlass vom 5. Dezember 2016, können die folgenden Analysen für mehrere Anlagen am selben Standort gemeinsam durchgeführt werden, und ihre Ergebnisse können im RCR der Referenzanlage des Standorts dargestellt werden:

- eine Analyse der Wirksamkeit der Maßnahmen zur Vermeidung und Minderung der von der Kernanlage verursachten Auswirkungen und Belastungen im Hinblick auf die Effizienz der besten verfügbaren Techniken,
- eine Analyse des chemischen und radiologischen Zustands der Umwelt in Bezug auf die Anlage und ihre Umgebung, die der Aktivität und den Herausforderungen angemessen ist,
- eine Messung der Lärmemissionswerte der Anlage.

  Für das Kernkraftwerk Blayais (CNPE) ist Block 1 (INB Nr. 86) die Referenzanlage.

2 VON EDF FÜR DIE VIERTE REGELMÄSSIGE ÜBERPRÜFUNG DES TYP 900 MWE FESTGELEGTE ZIELE

Im Rahmen der Verbesserung des Schutzes der Interessen, von denen der Kernkraftwerkspark seit seiner Inbetriebnahme profitiert, hat EDF als allgemeine Leitlinie für die nukleare Sicherheit der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Baureihe (4. RP 900) festgelegt, die für Reaktoren der 3. Generation festgelegten Sicherheitsziele anzustreben, wobei der EPR in Flamanville 3 als Referenzreaktor von EDF dient.

2.1 ZIELE

Der Prozess zur Verbesserung des Schutzes der Interessen mit seiner allgemeinen Ausrichtung „*nukleare Sicherheit*“ schlägt sich in folgenden Zielen nieder:

2.1.1 Ziele des Risikobereichs der 4. RP 900:

a. Überprüfung der Konformität der Anlagen mit den für sie geltenden Vorschriften

Die ursprüngliche Auslegung der Reaktoren erfolgte auf der Grundlage eines vorsichtigen Ansatzes mit erheblichen Sicherheitsmargen. Während des gesamten Betriebs seiner Reaktoren hat sich EDF als Gesamtplaner organisiert, um die Sicherheitsgrundlagen der ursprünglichen Auslegung zu wahren und Entscheidungen über Weiterentwicklungen an den Anlagen und deren Betrieb zu treffen, nachdem die Auswirkungen dieser Änderungen auf die Sicherheit erfasst und berücksichtigt wurden.

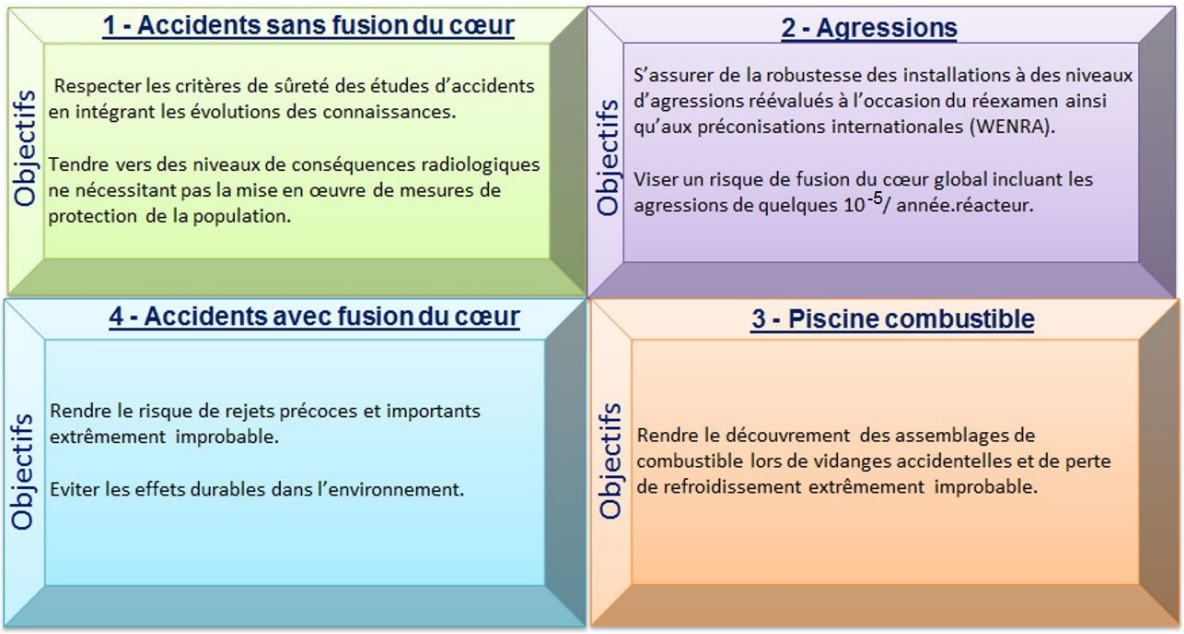
Über den kontinuierlichen Prozess der Bearbeitung von Abweichungen hinaus, die während des Betriebs der Anlage festgestellt werden, setzt EDF im Rahmen der regelmäßigen Überprüfungen umfangreiche Mittel zur Überprüfung der Konformität der Anlagen ein, mit dem Ziel, die Übereinstimmung der Blöcke mit den geltenden Anforderungen zu gewährleisten.

Das im Rahmen des 4. RP 900 umgesetzte Verfahren zur Überprüfung der Konformität der Anlagen basiert auf:

- der Beseitigung von Abweichungen, die Auswirkungen auf die Sicherheit haben, als Reaktion auf die von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassene Vorschrift [CONF-A],
- der Prüfung der Konformität der Blöcke mit den Anforderungen des 3. RP 900, die die bestehenden Betriebs- und Instandhaltungsvorschriften (regelmäßige Prüfungen, Instandhaltungsprogramme) durch die Durchführung von Kontrollen *vor Ort* und/oder anhand von Unterlagen ergänzt,
- das PIC (Programm für ergänzende Untersuchungen), dessen Ziel es ist, die Annahmen zu bestätigen, dass in Bereichen, die nicht von den Wartungsprogrammen abgedeckt sind, keine Verschleißerscheinungen im Betrieb auftreten,
- die Bearbeitung von sicherheitsrelevanten Ereignissen der Stufe 1 oder höher auf der INES-Skala sowie von umweltrelevanten Ereignissen im Zusammenhang mit der Flüssigkeitseindämmung,
- ein Programm zur Überprüfung der Konformität von Systemen, die zum Schutz der Interessen vor Risiken beitragen (Systeme, die EIPS umfassen).

b. Konkretisierung der Ziele der Sicherheitsneubewertung

Diese Ziele werden wie folgt konkretisiert:



Nach dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima-Daiichi am 11. März 2011 tragen die von EDF als Reaktion auf die von der ASN nach diesem Unfall erlassenen Vorschriften umgesetzten sogenannten *„Hard* Core"-Maßnahmen dazu bei, die Ziele des 4. RP 900 zu erfüllen (vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7).

Ergänzend dazu umfasst die Überprüfung zur Abdeckung der nicht-radiologischen Risiken im Zusammenhang mit einem Unfall auch die Bewertung der Folgen dieser Risiken und die Begründung ihrer Akzeptanz.

2.1.2 Ziele des Teils „Nachteile" des 4. RP 900:

Der erste Teil der regelmäßigen Überprüfung der Nachteile ermöglicht es, *„die Situation der Anlage im Hinblick auf die für sie geltenden Vorschriften zu bewerten*". Diese Beurteilung stützt sich auf die Organisation des Kernkraftwerks zur Beherrschung der Nachteile, die die Anlage für die geschützten Interessen mit sich bringt, sowie zur Gewährleistung der Einhaltung der geltenden Vorschriften, und auf die Bilanz der in den letzten 10 Jahren gesammelten Erfahrungen.

Der zweite Teil der regelmäßigen Überprüfung der Beeinträchtigungen zielt darauf ab, *„die Bewertung der […] Beeinträchtigungen, die die Anlage für die in Artikel L. 593-1 genannten Interessen darstellt*, *zu* aktualisieren", und stützt sich auf folgende Elemente:

- die Analyse der Wirksamkeit der Maßnahmen zur Vermeidung und Verringerung der von der Kernkraftanlage verursachten Auswirkungen und Belastungen im Hinblick auf die Effizienz der besten verfügbaren Techniken;
- die Analyse des chemischen und radiologischen Zustands der Umwelt in der Umgebung des Standorts sowie auf dem Gelände des Kernkraftwerks (Bodenzustand);
- die Elemente, die eine Überprüfung der Einleitungsgrenzwerte für die in der Tabelle im Anhang zu Artikel R. 211-11-1 des Umweltgesetzbuchs genannten Stoffe ermöglichen;
- die Bilanz der durchgeführten Studien, den Stand der noch durchzuführenden Studien und den voraussichtlichen Zeitplan für die Wiederaufbereitung der Abfälle;
- die Unterlagen, die eine Überprüfung der Auflagen im Zusammenhang mit der ständigen Überwachung der Radioaktivität oder der Verdopplung der Messketten ermöglichen;
- die Messung der Lärmemissionswerte am Standort.

2.1.3 Ziele des Teils „Weiterbetrieb nach 40 Jahren“ des 4. RP 900:

Der 4. RP 900 sieht ein umfangreiches Arbeitsprogramm zum Thema Alterung der Anlagen im Rahmen der Weiterführung des Betriebs nach 40 Jahren vor. Der Ansatz basiert auf:

- der Bewältigung der Alterung, einschließlich der Festlegung und Umsetzung eines allgemeinen Konzepts, der Bestandsaufnahme der wichtigsten Erkenntnisse, des durchzuführenden Programms zum Erwerb neuer Erkenntnisse sowie der zu erstellenden Unterlagen und der daraus zu ziehenden Konsequenzen hinsichtlich der Alterung und des Umgangs mit der Veralterung;
- Die Aufrechterhaltung der Eignung der Anlagen unter Unfallbedingungen, einschließlich der Klärung der Frage der Verlängerung der Eignungsdauer über 40 Jahre hinaus.

2.1.4 Querschnittsanalyse:

Angesichts des umfangreichen Umfangs der im Rahmen des 4. RP 900 eingeführten Änderungen wird eine bereichsübergreifende Analyse der Wechselwirkungen zwischen den Änderungen durchgeführt, die folgende Bereiche betrifft:

- Personal: Es wird eine Analyse durchgeführt, um die sozio-organisatorischen und menschlichen Auswirkungen des 4. RP 900-Programms an den Standorten zu erfassen (SOH-Analyse);
- die Anlage: Es wird eine Analyse zur Vollständigkeit der Nachqualifizierungsversuche der Anlage nach Einarbeitung der Änderungen durchgeführt.

2.2 MASSNAHMEN DES BETREIBERS ZUR ERFÜLLUNG DER ZIELE DER NEUÜBERPRÜFUNG

Das Umweltgesetzbuch sieht vor, dass, wenn die regelmäßige Überprüfung nach dem 35. Betriebsjahr eines Reaktors durchgeführt wird, der Abschlussbericht der Überprüfung (RCR) Gegenstand einer öffentlichen Anhörung ist.

Die vom Betreiber in diesem RCR vorgesehenen Maßnahmen entsprechen der Gesamtheit der Antworten, die EDF auf die Ziele der Überprüfung gibt. Eine Maßnahme besteht aus den Studien und Änderungen, die zur Erfüllung eines Ziels beitragen. Sie umfasst ein kohärentes Ganzes verschiedener grundlegender Änderungen – sowohl wesentlicher als auch unwesentlicher, materieller, konzeptioneller oder organisatorischer Art –, die im Rahmen der Überprüfung vor und nach der Einreichung des RCR durchgeführt wurden.

Diese Maßnahmen werden insbesondere im Sicherheitsnachweis im Einklang mit dem Sicherheitsbericht (RDS) und den allgemeinen Betriebsvorschriften (RGE) des betreffenden Reaktors berücksichtigt.

Die Antworten von EDF auf die im Rahmen des 4. RP 900 festgelegten Ziele stützen sich auf eine Neuauflage aller aus dem 3. RP 900 stammenden Studien sowie auf die seit dem 3. RP 900 durchgeführten Änderungen.

Gemäß der Entscheidung ASN 2021-DC-0706 vom 23.02.2021 bezüglich der „Stellungnahme der ASN zur generischen Phase der vierten periodischen Überprüfung“, geändert durch die Entscheidung 2023-DC-0774 vom 19.12.2023, wird EDF bei den 900-MWe-Reaktoren alle mit der 4. periodischen Überprüfung 900 verbundenen Maßnahmen spätestens acht Jahre nach Erteilung der Betriebsgenehmigung (RCR) für die ersten Reaktoren der Baureihe und spätestens fünf oder sechs Jahre nach Erteilung der Betriebsgenehmigung für die übrigen Reaktoren umsetzen (fünf Jahre für den Reaktor Blayais 3, d. h. im Februar 2031).

Das Industrieprogramm von EDF gliedert sich in drei Phasen der Durchführung von Arbeiten an seinen Anlagen, unter Berücksichtigung des Umfangs der Arbeiten und der Auswirkungen auf die Mitarbeiter und die vor Ort an den Kernkraftwerksstandorten bestehenden Organisationen:

- Phase A entspricht den Umrüstungen, die vor (Tranche En Marche) oder während der Stillstände vom Typ „Visite Décennale“ durchgeführt werden, deren Dauer die Umsetzung der materiellen Umrüstungen mit umfangreichen Arbeiten sowie der damit verbundenen Änderungen der Betriebsvorschriften (RGE) ermöglicht;

- Phase B ermöglicht die Vervollständigung der Umsetzung der materiellen und konzeptionellen Änderungen. Die Umsetzung dieser Änderungen ist spätestens 5 Jahre nach Vorlage des Abschlussberichts zur Überprüfung vorgesehen.
- Die Phase B „Ergänzungen“ ermöglicht die Umsetzung bestimmter Änderungen, die sich aus den Ergebnissen der Prüfung der vierten periodischen Überprüfung durch die Behörde für nukleare Sicherheit ergeben und die aufgrund ihrer Art (wie beispielsweise die Notwendigkeit, neue Ausrüstung für sehr raue Umgebungsbedingungen zu qualifizieren) eine Vorbereitungszeit von etwa 5 Jahren erfordern. Die Umsetzung dieser Änderungen ist für die ersten Reaktoren spätestens 8 Jahre nach Vorlage des Abschlussberichts der Überprüfung vorgesehen. Für die übrigen Reaktoren ist die Umsetzung dieser Änderungen spätestens 5 oder 6 Jahre nach Vorlage des Abschlussberichts der Überprüfung vorgesehen (5 Jahre für Blayais 3, d. h. im Februar 2031).

Im weiteren Verlauf des Dokuments enthalten die Abschnitte „Bestandsaufnahme des Blockzustands“ Informationen zur Umsetzung der im RCR genannten Änderungen. Ist die Änderung am Block noch nicht umgesetzt, wird der voraussichtliche Umsetzungstermin in Form der Phaseneinteilung angegeben („Phase B“
» oder Phase „Ergänzungen“) oder in bestimmten Fällen an einen bestimmten Termin gebunden. Dieser Zeitplan für die Umsetzung entspricht dem Stand zum Zeitpunkt der Veröffentlichung dieses Berichts; er kann sich jedoch ändern, falls sich die vorläufigen Zeitpläne für die Stilllegungen zur Brennelementwechsel ändern, um die Sicherheit des französischen Stromnetzes zu gewährleisten, oder im Falle unvorhergesehener Ereignisse (unter Einhaltung der Fristen RCR + 5 Jahre / RCR + 6 Jahre / RCR + 8 Jahre, je nach Reaktor). Er beruht insbesondere auf der Fähigkeit von EDF, diese Änderungen unter Einhaltung höchster Sicherheitsstandards umzusetzen, dabei die bestmöglichen Sicherheitsbedingungen für das Einsatzpersonal während der Arbeiten zu gewährleisten und die Kapazitäten der Lieferanten zu berücksichtigen, alle Arbeiten kumulativ an allen INB der 900-MWe-Generation durchzuführen, die ihre vierte zehnjährige Überprüfung durchlaufen.

3 BERÜCKSICHTIGUNG DER ERKENNTNISSE AUS DEM UNFALL VON FUKUSHIMA

Am 11. März 2011 ereignete sich im Osten Japans ein Erdbeben der Stärke 9. Dieses Erdbeben betraf das Kernkraftwerk Fukushima-Daiichi, das aus sechs Siedewasserreaktoren besteht und von der Tokyo Electric Power Company (TEPCO) betrieben wird. Der vierte Reaktor war abgeschaltet und entladen. Die Reaktoren wurden infolge des Erdbebens automatisch abgeschaltet.

Das Erdbeben führte zudem zu einem vollständigen Ausfall des Stromnetzes, woraufhin die Notstromaggregate und Notfallsysteme ansprangen. Etwa vierzig Minuten später wurde das Kraftwerk von einem durch das Erdbeben ausgelösten Tsunami getroffen. Die erste Welle (4 bis 5 Meter) wurde vom Deich aufgehalten, der einen Schutz bis zu einer Höhe von maximal 5,5 Metern bot. Anschließend überflutete eine zweite, wesentlich größere Welle (14 bis 15 Meter) den Deich und überschwemmte das Gelände, was zum vollständigen Ausfall der gesamten Stromversorgung vor Ort sowie zum Verlust der Steuerungs- und Kontrollsysteme und der Kühlmittelversorgung führte. Das Kraftwerk geriet daraufhin in einen Zustand des vollständigen Verlusts der Kühlmittelversorgung (H1) und der Stromversorgung (H3).

Da die Reaktorkerne der Blöcke 1 bis 3 nicht mehr gekühlt wurden, schmolz der Brennstoff im Reaktorbehälter und floss anschließend auf die Fundamentplatte. Der im Abklingbecken von Reaktor Nr. 4 gelagerte Brennstoff war nicht freigelegt und blieb unversehrt.

Es ist anzumerken, dass die Blöcke 5 und 6, die auf einer höher gelegenen Plattform errichtet wurden, in geringerem Maße betroffen waren und keine Kernschmelze erlitten.

Der Unfall führte zur Freisetzung von Radionukliden in die Atmosphäre. Die Evakuierung und In Sicherheitbringung der Bevölkerung betraf ein weitläufiges Gebiet rund um das Kraftwerk; es wurden Einschränkungen bei der Verteilung und dem Verzehr von Lebensmitteln sowie beim Trinkwasserverbrauch verhängt.

Die Einsätze vor Ort wurden durch die durch das Erdbeben und den Tsunami verursachten Schäden sowie durch die nach dem Unfall herrschenden radiologischen Bedingungen erschwert.

Vorgaben der ASN im Anschluss an den Unfall im Kernkraftwerk Fukushima-Daiichi

Nach dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima Daiichi im März 2011 führte EDF auf Ersuchen der ASN ergänzende Sicherheitsbewertungen (ECS) ihrer Kraftwerke durch, die die hohe Robustheit der Reaktoren dank einer von vornherein vorsichtigen Auslegung mit Sicherheitsmargen sowie einer regelmäßigen Neubewertung der nuklearen Sicherheit der Anlagen im Rahmen der periodischen Überprüfungen belegten.

Anschließend erließ die ASN für jede Anlage im Juni 2012 und dann im Januar 2014 zwei Sätze technischer Vorschriften (PT-ASN), in denen EDF die Einrichtung eines „*Noyau* Dur" aus materiellen und organisatorischen Maßnahmen, deren Ziel es ist, einen Unfall mit Brennstoffschmelze zu verhindern, um massive radioaktive Freisetzungen und dauerhafte Auswirkungen auf die Umwelt in „Noyau Dur"-Situationen zu begrenzen, die möglicherweise auf eine externe natürliche Einwirkung im Sinne von „Noyau Dur" zurückzuführen sind (vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7).

ASN-Vorgaben (PT-ASN) vom Juni 2012

Diese erste Reihe von PT-ASN schreibt EDF die Einrichtung eines *„Kernkerns aus materiellen und organisatorischen Maßnahmen* […]" vor. *Für diesen Kernkern richtet der Betreiber unabhängige und gegenüber den bestehenden Sicherheitskontrollsystemen diversifizierte Sicherheitskontrollsysteme ein, um Gemeinsamsrisiken zu begrenzen. Der Betreiber begründet gegebenenfalls den Rückgriff auf nicht diversifizierte oder bestehende Sicherheitskontrollsysteme*.

ASN-Vorgaben (PT-ASN) vom Januar 2014

Diese zweite Reihe von Vorschriften legt fest*, dass „zur Begrenzung massiver radioaktiver Freisetzungen in Kern-Hard-Szenarien der Kern-Hard-Szenario die Isolierung des Sicherheitsbehälters und die Verhinderung von Bypass-Situationen der dritten Barriere ermöglicht. Der „Noyau Dur" zielt darauf ab, die Integrität dieser Barriere zu bewahren, ohne die Entlüftungsvorrichtung des Sicherheitsbehälters zu öffnen", „die ‚Noyau Dur'-Maßnahmen berücksichtigen Fälle eines vollständigen Kernschmelzens und eines Durchbruchs des Reaktorbehälters".* Die Einrichtung des „Noyau Dur" gewährleistet, dass kein *„Klippeneffekt*" " bei Belastungsniveaus, die weit über die geltenden Sicherheitsstandards für EDF-Anlagen hinausgehen, was dem Ziel entspricht, den Betrieb der Blöcke fortzusetzen und dabei das Sicherheitsniveau der Reaktoren der 3. Generation (Typ EPR von Flamanville 3) im Bereich von Unfällen mit Kernschmelze anzustreben.

Industrieprogramm

Als Reaktion auf die PT-ASN von 2012 und anschließend von 2014 hat EDF ein Industrieprogramm entwickelt, das zwei Teile umfasst:

- Teil 1: Die Maßnahmen, die die Reaktion von EDF auf die Erkenntnisse nach dem Unfall von Fukushima darstellen, gemäß der Analyse in den ergänzenden Sicherheitsbewertungsberichten (RECS) und den ASN-Vorgaben von 2012, deren Umsetzung in zwei aufeinanderfolgenden und sich ergänzenden Phasen vorgesehen ist:
    - Eine erste kurzfristige *„reaktive*" Phase, die 2015 abgeschlossen wurde;
    - Eine zweite mittelfristige Phase *der „nachhaltigen Maßnahmen*" bis zum Zeithorizont *„10 Jahre nach dem Unfall von Fukushima*".
- Teil 2: Die Umsetzung eines „Noyau Dur", der den ASN-Vorgaben von 2014 entspricht und dazu beiträgt, die Ziele von EDF zu erreichen, sich an den Zielen der Reaktoren der 3. Generation (Typ EPR von Flamanville 3) zu orientieren, im Rahmen der Fortführung des Betriebs im Zusammenhang mit der 4. periodischen Überprüfung (RP) der 900-MWe-Reaktoren.

Für die 900-MWe-Reaktoren werden die Bestimmungen dieses Teils 2, der als „K*ern*" bezeichnet wird, von EDF parallel zur 4. periodischen Überprüfung (RP) der 900-MWe-Reaktoren umgesetzt und sind Bestandteil des vorliegenden Berichts, da sie zur Erreichung der Ziele der Überprüfung beitragen.

TEIL I – RISIKEN

INHALTSVERZEICHNIS VON TEIL I

KAPITEL 1: KONFORMITÄT

ABSCHNITT 0: BEHEBUNG VON ABWEICHUNGEN MIT AUSWIRKUNGEN AUF DIE SICHERHEIT ABSCHNITT 1: KONFORMITÄTSPRÜFUNG

ABSCHNITT 2: PROGRAMM FÜR ERGÄNZENDE UNTERSUCHUNGEN (PIC)

ABSCHNITT 3: BEHANDLUNG VON SICHERHEITSBEDEUTENDEN EREIGNISSEN (ESS) DER STUFE 1 ODER HÖHER AUF DER INES-SKALA SOWIE VON UMWELTBEDEUTENDEN EREIGNISSEN (ESE) IM ZUSAMMENHANG MIT DER FLÜSSIGKEITS-EINDÄMMUNG

ABSCHNITT 4: ÜBERPRÜFUNG DER KONFORMITÄT DER SYSTEME

KAPITEL 2: NEUBEWERTUNG

ABSCHNITT 1: UNFÄLLE OHNE KERNSCHMELZE

ABSCHNITT 2: ANGRIFFE

ABSCHNITT 3: BRENNSTOFFBECKEN

ABSCHNITT 4: UNFÄLLE MIT KERNSCHMELZE

ABSCHNITT 5: KONVENTIONELLE RISIKEN ABSCHNITT

6: QUERSCHNITTSSTUDIEN

ABSCHNITT 7: BEITRAG DES „HARD CORE“ ZU DEN ZIELEN DER NEUBEWERTUNG

KAPITEL 1: KONFORMITÄT

INHALTSVERZEICHNIS VON KAPITEL 1

ABSCHNITT 0: BEHEBUNG VON ABWEICHUNGEN MIT AUSWIRKUNGEN AUF DIE SICHERHEIT ABSCHNITT 1: KONFORMITÄTSPRÜFUNG

ABSCHNITT 2: PROGRAMM FÜR ERGÄNZENDE UNTERSUCHUNGEN (PIC)

ABSCHNITT 3: BEHANDLUNG VON SICHERHEITSBEDEUTENDEN EREIGNISSEN (ESS) DER STUFE 1 ODER HÖHER AUF DER INES-SKALA SOWIE VON UMWELTBEDEUTENDEN EREIGNISSEN (ESE) IM ZUSAMMENHANG MIT DER FLÜSSIGKEITS-EINDÄMMUNG

ABSCHNITT 4: ÜBERPRÜFUNG DER KONFORMITÄT DER SYSTEME

ABSCHNITT 0: BEHEBUNG VON ABWEICHUNGEN MIT AUSWIRKUNGEN AUF DIE SICHERHEIT

0. BEHEBUNG VON ABWEICHUNGEN MIT AUSWIRKUNGEN AUF DIE SICHERHEIT _____18
0.1. ZIEL.....18
0.2. ANTWORT 18
0.3. FAZIT 20

0. ABBAU DER SICHERHEITSBEEINTRÄCHTIGENDEN ABWEICHUNGEN

0.1. ZIEL

In Anwendung der von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [CONF-A], *„Unbeschadet der Bestimmungen in Abschnitt 6 von Titel II des oben genannten Erlasses vom 7. Februar 2012 beseitigt der Betreiber spätestens bei der zehnjährigen Inspektion, die der Vorlage des Abschlussberichts der Überprüfung vorausgeht, die sicherheitsrelevanten Abweichungen, die vor dieser Überprüfung festgestellt wurden. Im Falle besonderer Schwierigkeiten begründet der Betreiber in den Unterlagen, die dem in Artikel 2.4.1 des Anhangs zum oben genannten Beschluss vom 15. Juli 2014 genannten Genehmigungsantrag beigefügt sind, die Verschiebung der Behebung dieser Abweichungen über die zehnjährige Inspektion hinaus sowie den damit verbundenen Zeitplan. Für die bei dieser zehnjährigen Inspektion festgestellten Abweichungen, die bei dieser Inspektion nicht behoben werden konnten, begründet der Betreiber den Zeitplan für deren Beseitigung im Rahmen der in Absatz 1 genannten Unterlagen.*“

Im Referenzsystem von EDF zur Abweichungsverwaltung ist ein Feststellungsbericht eine materielle Anomalie, die die Einhaltung einer definierten Anforderung an eine für den Schutz von Interessen wichtige Anlage (EIP) in Frage stellen kann. Er ist Gegenstand der Eröffnung und Verwaltung eines „ConSTAt-Aktionsplans“ (PA CSTA) durch das Kernkraftwerk in dessen digitalem Informationssystem.

Alle PA CSTA werden einer Analyse unterzogen. Wenn die Analyse dieses Befunds zu dem Schluss kommt, dass eine festgelegte Anforderung einer EIP nicht erfüllt ist, handelt es sich um eine Abweichung im Sinne des geänderten Erlasses vom 7. Februar 2012 zur Festlegung der allgemeinen Vorschriften für Kernkraftwerke, und dem PA CSTA wird im digitalen Informationssystem des Kernkraftwerks das Attribut „Abweichung“ zugewiesen.

Jedes Kernkraftwerk sorgt für die Verwaltung aller seiner CSTA-Abweichungen, um alle CSTA-Abweichungen, die Auswirkungen auf die Sicherheit haben, vor der Abweichung im Anschluss an die Abschaltung zur Durchführung der Zehnjahresinspektion zu beheben. Bei besonderen Schwierigkeiten bei der Behebung einer Abweichung mit Auswirkungen auf die Sicherheit begründet jedes Kernkraftwerk im Einzelfall die Akzeptanz der Situation, indem es gegebenenfalls Ausgleichsmaßnahmen vorschlägt und sich auf einen Termin für die Behebung festlegt.

Diese Elemente werden in den Unterlagen festgehalten, die dem Antrag auf Genehmigung einer Abweichung gemäß Artikel 2.4.1 des Anhangs 2014-DC-0444 zum Beschluss vom 15. Juli 2014 beigefügt sind und der ASN zur Genehmigung vorgelegt werden.

Die nachstehende Antwort enthält die Schlussfolgerungen der gemäß der Vorschrift [CONF-A] durchgeführten Analyse.

0.2. ANTWORT

Alle CSTA-Berichte (die Feststellungen und Abweichungen zusammenfassen) bezüglich des Reaktors Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais sowie diejenigen bezüglich der gemeinsamen Anlagen der Blöcke Nr. 3 und 4 „Block 8“ oder Standort „Block 0“ waren Gegenstand einer besonderen Überwachung während dieser Zehnjahresinspektion im Rahmen des zur Einhaltung der Vorschrift [CONF-A] eingerichteten Vorgehens.

Die CSTA-Maßnahmen wurden gemeinsam mit den Instandhaltungsfachbereichen im Vorfeld des Stillstands und während des Stillstands analysiert, um einerseits die Einhaltung der vor dem Stillstand festgelegten Ziele für die Bearbeitung der CSTA-Maßnahmen zu überprüfen und andererseits die Bearbeitung der während des Stillstands festgestellten Mängel sicherzustellen. Während des Stillstands erfolgte eine wöchentliche Überwachung der CSTA-Maßnahmen, und vor jedem Zustandswechsel wurden Analysen durchgeführt. Die nach Kategorien geordneten CSTA-Maßnahmen wurden im Falle eines fehlenden Abschlusses während des Stillstands einer Entscheidung durch die Technische Leitung unterzogen und in das Antragsdossier für Abweichungsgenehmigungen aufgenommen.

Im Anschluss an diesen Prozess wurden alle vor Beginn des Stillstands identifizierten oder während des Stillstands VD4 des Reaktors Nr. 3 festgestellten Abweichungen, die Auswirkungen auf die Sicherheit hatten, bearbeitet, mit Ausnahme der folgenden 7 Abweichungen:

- Die Abweichung betrifft die Unfähigkeit der Neutronenquellenketten, die Einhaltung der Sicherheitsstudien zur Bedienerfrist im Falle einer Verdünnung zu gewährleisten, sowie eine Unterschätzung des Risikos der

Kritikalität durch Verdünnung in den Abschaltzuständen des Blocks. Die Behebung dieser Abweichung erfolgt durch die Umsetzung von zwei Änderungen im Zusammenhang mit der Weiterentwicklung unseres Betriebsreferenzsystems. Eine erste materielle Änderung PNPP1797 besteht in der Installation eines Borometers am Auslass des chemisch-volumetrischen Kontrollsystems (RCV). Die Umsetzung wird sich bis 2031 erstrecken, nachdem die Erfahrungen mit der Implementierung am Standort Tricastin ausgewertet wurden. Parallel dazu besteht eine zweite dokumentarische Änderung (PNPE1465) in der Aufnahme einer regelmäßigen Prüfung der Fallbarkeit der Steuerbündel. Bis dahin werden die bereits im Zustand VD3 umgesetzten Ausgleichsmaßnahmen im Zustand VD4 fortgeführt und ermöglichen es, die Beherrschung zufälliger Transienten homogener Verdünnung in den Abschaltzuständen sicherzustellen.

- Die Abweichung betrifft das Vorhandensein von abgewinkelten internen elektrischen Verbindungen, die nicht durch die Qualifikationsunterlagen für die Motoren der Reaktor-Kühlpumpen (RRA) der Baureihe CPY abgedeckt sind. Die endgültige Behebung dieser Abweichung erfolgt durch den Austausch der RRA-Pumpenmotoren, der spätestens im Jahr 2030 durchgeführt wird. Bis zur endgültigen Behebung dieser Abweichung werden zusätzliche Maßnahmen ergriffen, darunter die Überprüfung der dielektrischen Eigenschaften und der Isolation bei jedem Abschaltvorgang zum Wiedereinsetzen. Diese an den beiden RRA-Pumpenmotoren des Blocks Nr. 3 durchgeführten Prüfungen sind konform.

- Die in der Auslegung festgestellte Abweichung betrifft die unvollständige Abdeckung der Nachweise zur Reaktivitätskontrolle während der Betriebsphase nach einem Unfall bei bestimmten Transienten. Die durchgeführte Analyse kommt zu dem Schluss, dass unter realistischen Bedingungen keine Gefährdung besteht. Die Behebung dieser Abweichung erfolgt nach einer Analyse der Sicherheitsrisiken in Übereinstimmung mit den Auslegungsvorschriften für den Bereich der Auslegung durch die Umsetzung von Änderungen, die im Wesentlichen den Betriebsablauf betreffen. Die Umsetzung erfolgt in den Betriebshandbüchern, wobei diejenigen Vorrang haben, die die meisten Reaktoren betreffen. Die Umsetzung der Änderungen ist ab 2026 vorgesehen.

- Die in den RTV4-Studien festgestellte Abweichung bezüglich des langsamen Abklingens des Primärdurchflusses. Nach erneuten Untersuchungen wird die Überprüfung der Abklingzeit des Primärdurchflusses als maßgebend festgelegt. Die nachträgliche Analyse der Abklingzeit des Primärdurchflusses bestätigt die Einhaltung dieses Kriteriums bei allen Reaktoren. Die Behandlung dieser Anomalie wird derzeit geprüft und könnte bis Januar 2027 zu einer regelmäßigen Überprüfung dieses Kriteriums führen.

- Die Abweichung betrifft die fehlende Erdbebenqualifizierung der Drucksensoren des Zwischenkühlkreislaufs (RRI). Diese Sensoren tragen zur Isolierung des nicht erdbebengeprüften Kreislaufabschnitts bei. Die Analyse dieser Abweichung kommt zu dem Schluss, dass kein Sicherheitsrisiko besteht, da sich der Sensor bei einem Erdbeben konservativ verhält. Die Behebung dieser Abweichung besteht im Austausch der Sensoren durch qualifizierte Sensoren und ist derzeit für das Jahr 2026 geplant.

- Die Abweichung betrifft die fehlende ATEX-Konformität der Beleuchtung der REN-Abzugshauben. Der betroffene Raum ist nicht als sicherheitsrelevanter Raum eingestuft, doch eine Explosion in diesem Raum könnte Auswirkungen auf die angrenzenden Pufferräume haben. Es würde jedoch kein Auslöser für den Sicherheitsbericht generiert werden, und der Ablauf des potenziellen Transienten würde durch die Störfallvorschriften geregelt, ohne Auswirkungen auf das Herunterfahren und die Aufrechterhaltung eines sicheren Zustands des Reaktors. Die Behebung dieser Abweichung ist im Rahmen der Umsetzung der Änderung PNPE1246 vorgesehen, die 2026 abgeschlossen sein wird. Bis dahin wird das Risiko durch die Außerbetriebnahme dieser Beleuchtung beseitigt.

- Die Abweichung betrifft die fehlerhafte Weiterleitung des Zustands der Elektromagnete der SEBIM-Ventile des Druckhalters durch das mobile Sicherheitssystem (MMS) der autonomen Stromversorgung (AAS) der SEBIM-Ventile. Vor Ort, in der Position „Erregung“, lassen sich die Ventile zwar ordnungsgemäß betätigen, doch die Kontrollleuchte leuchtet am MMS-Koffer nicht auf. Ende 2025 wurde eine Aktualisierung der Betriebsanweisung vorgenommen, die vom Mitarbeiter vor Ort durchgeführt werden muss, um die SEBIM-Tandems zu öffnen; dadurch konnte die Gefährlichkeit der Abweichung beseitigt werden. Darüber hinaus wird derzeit eine Korrekturmaßnahme zur Aktualisierung der Software der MMS-AAS-Geräte umgesetzt, deren Abschluss bis Juli 2027 vorgesehen ist.

0.3. FAZIT

Am Ende des VD-Stillstands wurden alle Abweichungen, die Auswirkungen auf die Sicherheit haben und vor Beginn des VD-Stillstands identifiziert oder während des VD-Stillstands entdeckt wurden, mit Ausnahme der oben genannten 7 Abweichungen behoben.

Die Analyse aller CSTA-Aktionspläne wurde der ASN im Antragsdossier auf Genehmigung der Abweichung für Block 3 des Kernkraftwerks Blayais nach Abschluss seines vierten Zehnjahresbesuchs vorgelegt. Die getroffenen Maßnahmen ermöglichen die Einhaltung der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [CONF-A].

ABSCHNITT 1: KONFORMITÄTSPRÜFUNG

1. KONFORMITÄTSPRÜFUNG 23
1.1. ZIEL 23
1.2. ANTWORT 23
1.2.1. Strahlungsrisiken 23
1.2.2. Nicht-strahlentechnische Risiken 31
1.2.2.1. Einhaltung gesetzlicher Vorschriften 31
1.2.2.2. Einhaltung der festgelegten Anforderungen in Bezug auf die EIPR 31
1.2.2.3. Zusätzliche Untersuchungen an unterirdischen Bauwerken 32
1.3. FAZIT 33

1. KONFORMITÄTSPRÜFUNG

1.1. ZIEL

Die ersten Konformitätsprüfungen wurden im Rahmen der 2. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Blöcke durch die Durchführung von ECOT (Blockenkonformitätsprüfung) durchgeführt. Dieses Vorgehen wurde im Rahmen der regelmäßigen Überprüfungen der Blöcke mit 1300 MWe (2. RP 1300) und 1450 MWe, bekannt als „N4“ (1. RP N4), sowie zuletzt im Zuge der 3. RP 900, 3. RP 1300 und 2. RP N4 fortgesetzt.

Die ECOT ist ein ergänzender Prozess zu den gängigen Betriebsvorschriften wie den periodischen Prüfungen (EP), den Basisprogrammen zur vorbeugenden Instandhaltung (PBMP) oder den Requalifizierungsprüfungen (ER) nach Instandhaltungsmaßnahmen.

Für die 4. periodische Überprüfung des 900-MWe-Kraftwerks konzentriert sich diese Konformitätsprüfung auf:

- die Prüfung hinsichtlich radiologischer Risiken durch die Durchführung von Kontrollen im Rahmen der ECOT,
- die Prüfung hinsichtlich nicht-radiologischer Risiken durch eine Analyse der Einhaltung der geltenden Vorschriften und ergänzende Prüfungen.

Ziel der Konformitätsprüfung ist es, die Konformität der Anlage mit den zu Beginn der Überprüfung geltenden Vorgaben zu bewerten.

1.2. ANTWORT

1.2.1. Strahlungsrisiken

Allgemeiner Teil – Stufe

Das Programm einer ECOT basiert auf den Erfahrungen aus früheren Konformitätsprüfungen (alle Stufen) unter Berücksichtigung folgender Aspekte:

- der Analyse der Entwicklungen der Referenzdokumente seit der letzten ECOT für die betreffende Stufe;
- der Prüfung allgemeiner Konformitätsabweichungen und bedeutender Ereignisse allgemeiner Art. Das wiederholte Auftreten gleichartiger Abweichungen bei einem bestimmten Anlagentyp ist ein Auswahlkriterium für die Aufnahme des Themas in das ECOT;
- Die Prüfung der von EDF initiierten nationalen Ingenieurstudien (Anlagenpark- und Ingenieurprojekte). Diese Projekte wurden ins Leben gerufen, um komplexe Problemstellungen zu behandeln; einige verfügen möglicherweise über eine eigene Konformitätsprüfung, bei anderen wird je nach den gewonnenen Erkenntnissen zum behandelten Bereich geprüft, ob es sinnvoll ist, Konformitätskontrollen im Rahmen des ECOT durchzuführen.

Ergänzt wird dies durch die Berücksichtigung der ASN-Anforderungen im Anschluss an die Ständige Arbeitsgruppe „Allgemeine Leitlinien des 4. RP 900“.

Die Überprüfung der Konformität der Blöcke mit dem Referenzzustand zu Beginn der erneuten Überprüfung erfolgt vor Ort auf der Grundlage:

- *vor Ort* durchgeführten Kontrollen durch den Betreiber vor und während der betreffenden Zehnjahresinspektion,
- einer Prüfung der Betriebsunterlagen, der Kontroll- oder Prüfprogramme, der Betriebsanweisungen und Richtlinien sowie der zugehörigen Pläne und Schemata.

Wird ein Befund festgestellt, erfolgt eine Charakterisierung, die dazu führen kann, dass eine Nichteinhaltung einer definierten Anforderung an ein für den Schutz der Interessen wichtiges Element (EIP) festgestellt wird oder nicht, was eine Abweichung im Sinne des geänderten Erlasses vom 7. Februar 2012 zur Festlegung der allgemeinen Vorschriften für kerntechnische Basisanlagen darstellt.

Anlage 2 – Bericht mit den Ergebnissen der regelmäßigen Überprüfung des Reaktors Nr. 3

Die nachstehende Tabelle gibt einen Überblick über die im Arbeitsprogramm der ECOT 4. RP 900 ausgewählten Themen, den Kontext sowie den Inhalt des Programms für jedes der Themen.

Nr.	Thema	Teilbereich	Inhalt
1	**Bauingenieurwesen**	Geringe radiologische und nicht-radiologische Risiken	Die EIPr bestehen aus den letzten Rückhaltebecken und Auffanggruben, die an allen Bauwerken vorhanden sind. Diese letzten Bauwerke sind diejenigen, deren eine Seite in direktem Kontakt mit der Umwelt steht und bei denen ein Undichtigkeitsfehler zu einer direkten Umgehung der Einhausung und zu einer Freisetzung in die Umwelt ohne Möglichkeit einer zusätzlichen Auffangung führen könnte. Der Zustand dieser EIPR wird regelmäßig durch die Anwendung der PBMP für den Tiefbau (GC) überprüft. Der Umfang der Kontrollen für ECOT 4. RP 900 besteht somit darin, einen Bericht über die Umsetzung der PBMP in Bezug auf diese EIPR zu erstellen, eine Bestandsaufnahme der festgestellten Mängel vorzunehmen und gegebenenfalls die durchgeführten Instandsetzungsmaßnahmen aufzuführen.
			In Übereinstimmung mit dem ECOT 3. RP 1300 wurde beschlossen, eine Konformitätsprüfung der Aufbereitungshilfsgebäude (BAC) auf der Grundlage der Bilanz zur Umsetzung der PBMP für den Tiefbau (GC) durchzuführen.
			Es wurde beschlossen, eine Konformitätsprüfung der BONNA-Galerien und -Rohrleitungen des SEC-Kreislaufs durchzuführen. Diese Prüfung stützt sich auf die Ergebnisse des PBMP.
2	**Als EIPI identifizierte Anlagen**	Mängel	Überprüfung der ordnungsgemäßen Funktion der Anlagen auf der Grundlage der Ergebnisse regelmäßiger Prüfungen, dokumentarische Überprüfung der Anlagenlisten und der zugehörigen Betriebsunterlagen.
3	**Qualifizierung der Anlagen unter Unfallbedingungen (EIPS)**	Strahlungsrisiken (Thema Unfälle)	Überprüfung der organisatorischen und dokumentarischen Vorkehrungen von MQCA, stichprobenartige Überprüfung der Ausrüstungen und, sofern möglich, der Ausrüstungen, bei denen seit dem 3. RP Abweichungen oder ESS festgestellt wurden.
4	**Blitzschlag**	Strahlungsrisiken (Thema: Einwirkungen)	*Vor-Ort-Kontrollen* der Einhaltung der Vorgaben der Blitzschlag-Risikoanalyse, der Wartungsanweisungen und des Blitzschlag-Logbuchs.
5	**Besonderheiten bei der Konzeption von Sicherungssystemen**	Strahlungsrisiken (Thema Unfälle)	Dokumentenprüfung der mechanischen Schemata von 11 Systemen, die für die Auslegungsunfälle im Rahmen des Sicherheitsnachweises erforderlich sind.
6	**Auswertung der Ergebnisse**	Alle Bereiche	Überprüfung der Abweichungsberichte und/oder CSTA-Maßnahmenpläne, stichprobenartige Überprüfung der Wirksamkeit der Abhilfemaßnahmen zum Abschluss der Feststellungen.
7	**Rohrleitungen**	Alle Bereiche	*Vor-Ort-Kontrollen* von Rohrleitungen und SER-Behältern: *„Rohrleitungen aus Schwarzstahl“, „Rohrleitungen mit Wärmedämmung“, „empfindliche* Durchführungen“
8	**Erdbeben – Halterungen**	Strahlungsrisiken (Thema: Einwirkungen)	*Vor-Ort-Prüfung* der Halterungen unter Einbeziehung der Prüfung auf Übereinstimmung mit den RIS-Plänen des CPY zur Verhinderung von Peitschenbewegungen.
9	**Erdbeben – Verankerung**	Strahlungsrisiken (Thema: Einwirkungen)	*Vor-Ort-Prüfung* der Verankerungen. Das ursprüngliche Programm wird durch die Einbeziehung der Überprüfung der Übereinstimmung mit dem Plan für die RIS-Anti-Peitschen-Rahmen des CPY ergänzt.
10	**Eindämmung – Belüftung**	Strahlungsrisiken (Thema: Beschädigungen/Unfälle)	*Vor-Ort*-Prüfung der Dichtheit der Auffangvorrichtungen (Leckageauffangbehälter, Handschuhkästen) und der Lüftungskanäle.
11	**Brand**	Strahlungsrisiken (Thema: Einwirkungen)	Überprüfung der ordnungsgemäßen Umsetzung der nach dem 3. RP beschlossenen Änderungen, Überprüfung der Betriebsunterlagen und Bilanz der Kontrollen der Brandschutztrichter.
12	**Explosion**	Strahlungsrisiken (Thema: Einwirkungen)	*Vor-Ort-Kont*rolle der Rohrleitungen, in denen explosionsgefährliche Medien transportiert werden, Überprüfung auf Dichtheit mit dem Explosimeter, Überprüfung der örtlichen Beschilderung.
13	**Interne Überschwemmung**	Strahlungsrisiken (Thema: Einwirkungen)	Für das Elektroraumgebäude und die unmittelbar angrenzenden Einrichtungen: *Vor-Ort*-Prüfung von Siphons, Abflussrinnen, Auffangrinnen und Auffangbehältern sowie Überprüfung der Konformität der Betriebsunterlagen.
14	**Externe Überschwemmung**	Strahlungsrisiken (Thema: Einwirkungen)	Überprüfung der Konformität der Betriebsanweisungen, der Krisenorganisationsanweisungen und der damit verbundenen materiellen Vorkehrungen.
15	**Lokale Krisenausrüstung (MLC)**	Strahlungsrisiken (Thema SOH)	Überprüfung der Betriebsunterlagen und der Kennzeichnung der MLC.

Ergänzungen zum ECOT

Das ECOT-Programm, das aus den im vorigen Absatz aufgeführten 15 Themen besteht, wurde ergänzt durch:

- sogenannte „CONF1"-Vor-Ort-Besichtigungen mit Kontrollen *vor Ort*, um die Konformität ausgewählter EIPS-Ausrüstung sicherzustellen, wobei insbesondere die unmittelbare Umgebung dieser Ausrüstung berücksichtigt wurde. Bei der für diesen Ansatz ausgewählten EIPS-Ausrüstung handelt es sich um Ausrüstung, die direkt zum Rückzug und zur Aufrechterhaltung eines sicheren Zustands beiträgt: die Notstromversorgungspumpen der Dampferzeuger ASG (Motorpumpen und Turbopumpen), die Motorpumpen für die Versorgung mit gefiltertem Rohwasser SEC, die (Diesel-)Motoren der Notstromaggregate LHP und LHQ sowie deren Hilfseinrichtungen.
- EDF hat sich verpflichtet, zusätzliche Kontrollen zu verschiedenen Themen durchzuführen:
  - Sichtprüfungen der Rohrleitungen in Bodennähe im Reaktorgebäude (BR),
  - Sichtprüfungen der Sensoren im BR,
  - Prüfungen der Halterungen des Brandschutznetzes JPI,
  - Prüfungen der Halterungen im BR, im BAN, im BK und in den BW,
  - Dichtheitsprüfungen der Dachtrichter der Dieselgebäude,
  - Prüfungen der Schraubverbindungen,
  - Prüfungen einer Stichprobe von Rohrleitungen der Brandschutzkreisläufe außerhalb des Elektroraums (BL),
  - Prüfungen der Relais, Sicherungshalter und Anschlüsse in den Schaltschränken außerhalb des Reaktorgebäudes, die für Unfallbedingungen wie Erdbeben der Stufe K3 qualifiziert sind,
  - ergänzende Prüfungen der ortsfesten Löschanlagen des Brandschutznetzes.

Spezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais weist hinsichtlich des Stillstandszustands keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Am Standort Blayais wurden die Prüfungen im Rahmen der Programme zu den verschiedenen Themenbereichen des ECOT durchgeführt. Wie oben erläutert, handelt es sich dabei um ergänzende Maßnahmen zu den Betriebsvorschriften, um durch gezielte Kontrollen die Konformität der Anlagen zu überprüfen.

Für Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais wurden die im Rahmen der in Abschnitt 1.2.1 beschriebenen Themenprogramme geforderten Kontrollen vor der Abschaltung des Blocks abgeschlossen. Eine Kontrolle zum Thema „Explosion" wurde nach der Abschaltung wiederholt, um die Analyseergebnisse korrekt auszuwerten.

Gemäß den geltenden Vorgaben wurde innerhalb von drei Monaten nach der Abweichung vom Stillstand VD4 ein Bericht erstellt.

Thema „Bauwesen"

Bei diesem Thema besteht die für die ECOT durchgeführte Überprüfung darin, einen Überblick über die Umsetzung der PBMP für die EIPR sowie für die Zulauf- und Ableitungsrohre aus Beton mit Blechkern (CBAT) des SEC-Kreislaufs zu erstellen.

Alle im Rahmen des Programms zum Thema „Bauingenieurwesen" geforderten Prüfungen wurden durchgeführt.

Für die Bauwerke, bei denen Mängel festgestellt wurden, wurden Maßnahmen zur Wiederherstellung der Konformität festgelegt, die nach einem den Anforderungen angemessenen Zeitplan durchgeführt werden sollen.

Die fünf im Rahmen der Wartungsbilanzen festgestellten Abweichungen wurden analysiert und behoben.

Entsprechend den Zielen des ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfung im Bereich Bauingenieurwesen die Bewertung der Konformität des Blocks Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais mit den zu Beginn der erneuten Überprüfung geltenden Vorgaben, um die Sicherheit der Anlage zu festigen – in Fortführung der vorherigen Überprüfung unter Einbeziehung der Betriebserfahrungen zwischen den Überprüfungen.

Thema *„EIPi-Ausrüstung“*

Das Ziel des Themenbereichs „EIPI-Ausrüstung“ besteht darin, die Vollständigkeit der vorbeugenden Instandhaltung der EIPI-Ausrüstung zu überprüfen und die Konformität des Zustands der Ausrüstung nach der durchgeführten Instandhaltung zu kontrollieren.

Die Ergebnisse der ECOT-Prüfungen zu diesem Thema sind in Teil II – Kapitel 1 – Abschnitt 1.2.2 dargestellt.

Entsprechend den Zielen der ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfung zum Thema „EIPi-Ausrüstung“ “ ermöglichten es, die Konformität des Blocks Nr. 3 von Blayais mit dem zu Beginn der erneuten Überprüfung geltenden Referenzrahmen zu bewerten, um die Sicherheit der Anlage in Fortführung der vorherigen Überprüfung zu festigen und dabei die Betriebserfahrungen aus der Zeit zwischen den Überprüfungen einzubeziehen.

Thema *„Qualifizierung der Ausrüstung unter Unfallbedingungen“*

Das Ziel des Themas *„Qualifizierung von Ausrüstungen für* Unfallbedingungen“ der Konformitätsprüfung besteht darin, zu überprüfen, ob die vorgeschriebenen Maßnahmen zur Gewährleistung der Dauerhaftigkeit der Qualifizierung in die lokalen Organisationsstrukturen integriert sind.

Es wurden Überprüfungen der organisatorischen Vorkehrungen durchgeführt und 257 für Unfallbedingungen qualifizierte Ausrüstungen (MQCA) im Reaktorblock physisch kontrolliert. Alle im Rahmen des Programms zum Thema „Qualifizierung für Unfallbedingungen“ geforderten Kontrollen wurden für den Reaktorblock Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais durchgeführt.

Vierzehn Mängel im Zusammenhang mit Block 3 wurden analysiert und alle behoben. Nach der Charakterisierung wurden keine Abweichungen festgestellt.

Entsprechend den Zielen des ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfung zum Thema *„Qualifizierung der Ausrüstung für* Unfallbedingungen“ die Bewertung der Konformität des Blocks Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais mit dem zu Beginn der Überprüfung geltenden Referenzrahmen, um die Sicherheit der Anlage zu festigen – in Fortführung der vorherigen Überprüfung unter Einbeziehung der Betriebserfahrungen zwischen den Überprüfungen.

Thema *„Blitzschlag“*

Das Ziel des Themas *„Blitzschlag*“ besteht darin, sicherzustellen, dass die Vorgaben des Referenzrahmens „Blitzschlag“ eingehalten werden.

Alle im Rahmen des Programms zum Thema „Blitzschlag“ geforderten Prüfungen wurden durchgeführt. Im Anschluss an diese Prüfungen wurde ein Programm zur Wiederherstellung der Konformität erstellt und in den Anlagen umgesetzt. Die Arbeiten wurden ein Jahr vor Beginn der zehnjährigen Inspektion des Blocks Nr. 3 abgeschlossen.

In Übereinstimmung mit den Zielen des ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfung zum Thema „Blitzschlag“ die Bewertung der Konformität des Blocks Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais mit dem zu Beginn der Überprüfung geltenden Regelwerk, um die Sicherheit der Anlage im Anschluss an die vorherige Überprüfung zu festigen und dabei die Betriebserfahrungen aus der Zeit zwischen den Überprüfungen zu berücksichtigen.

Thema *„Konstruktionsspezifika der* Sicherheitssysteme“

Das Ziel des Themas *„Konstruktionsspezifika der* Sicherheitssysteme“ besteht darin, die Abweichungen zwischen den mechanischen Referenzplänen und den in den Dokumentendatenbanken des Kernkraftwerks verfügbaren mechanischen Plänen für die ausgewählten Systeme des betreffenden Blocks (ASG, EAS, ETY, GCTa, RCV, REA, RIS, RRA, RRI, PTR, SEC) zu überprüfen.

Alle im Rahmen des Programms zum Thema *„Besonderheiten der Auslegung von* Sicherheitssystemen“ geforderten Überprüfungen wurden durchgeführt.

Die 182 festgestellten Abweichungen in den Schemata des Blocks Nr. 3 wurden bearbeitet. Nach der Charakterisierung wurden keine Abweichungen festgestellt.

Entsprechend den Zielen des ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfung zum Thema *„Besonderheiten der Auslegung von* Sicherheitssystemen“ ermöglichten es, die Konformität des Blocks Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais mit den zu Beginn der Überprüfung geltenden Vorgaben zu bewerten, um die Sicherheit der Anlage in Fortführung der vorherigen Überprüfung unter Einbeziehung der zwischen den Überprüfungen gewonnenen Betriebserfahrungen zu festigen.

Thema *„Überprüfung der Bearbeitung von* Feststellungen“

Das Ziel des Themas *„Überprüfung der Bearbeitung von* Feststellungen“ besteht darin, die Robustheit des Prozesses zur Bearbeitung von Feststellungen im Kernkraftwerk Blayais zu überprüfen.

Das Kontrollprogramm ECOT VD4 zu diesem Thema sieht zwei Teile vor, die Folgendes betreffen:

- Die Bearbeitung von materiellen Abweichungen mit dem Status „Abgeschlossen, aber nicht geschlossen“.
- Eine Überprüfung im Stil einer „Bestandsaufnahme“, bei der die Qualität der Phasen zur Charakterisierung der Feststellungen, die Bearbeitung der Abweichungen sowie die Angemessenheit und Wirksamkeit der Bearbeitungsmaßnahmen untersucht werden.

Alle im Rahmen des Programms zum Thema *„Überprüfung der Bearbeitung von* Feststellungen“ geforderten Kontrollen wurden durchgeführt.

Bei allen CSTA-Maßnahmen mit dem Status „Abweichungen: Ja“ und „Abgeschlossen, aber nicht abgeschlossen“ in EIPs wurden die Abschlussbedingungen erneut überprüft. Alle konnten in ihrem aktuellen Zustand begründet werden.

Die Prüfung vom Typ „Überprüfung“ wurde vollständig durchgeführt und ist konform.

Bei diesen Prüfungen wurden keine Abweichungen festgestellt.

Entsprechend den Zielen des ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfung zum Thema *„Überprüfung der Bearbeitung von* Feststellungen“ die Bewertung der Konformität von Tranche Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais mit dem zu Beginn der erneuten Überprüfung geltenden Referenzrahmen, um die Sicherheit der Anlage in Fortführung der vorherigen Überprüfung unter Einbeziehung der zwischen den Überprüfungen gewonnenen Betriebserfahrungen zu festigen.

Thema *„Rohrleitungen“*

Ziel des Themas „Rohrleitungen“ ist es, die Integrität der Rohrleitungen aus unlegiertem Stahl (außer Brandschutz- und TRICE-Rohrleitungen) zu überprüfen, insbesondere im Bereich der Durchführungen durch die Reaktorkappe und die Betonwand für die Systeme ASG, EAS, ETY, LLS, PTR, RIS, SED und SER. Die Prüfungen beziehen sich auf die Unversehrtheit der Rohrleitungen und dienen dazu, generell das Fehlen von Mängeln zu überprüfen.

Alle im Rahmen des Programms zum Thema „*Rohrleitungen*“ geforderten Prüfungen wurden durchgeführt.

Die 14 festgestellten Mängel wurden analysiert und entweder durch eine Instandsetzung der Anlagen oder durch eine Begründung für deren Beibehaltung im aktuellen Zustand mit anschließender Überwachung der weiteren Entwicklung behoben. Bei den Kontrollen wurden keine Abweichungen festgestellt.

Entsprechend den Zielen des ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfung zum Thema „Rohrleitungen“ die Bewertung der Konformität des Blocks Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais mit den zu Beginn der Überprüfung geltenden Vorgaben, um die Sicherheit der Anlage zu festigen – in Fortführung der vorherigen Überprüfung unter Einbeziehung der zwischen den Überprüfungen gewonnenen Betriebserfahrungen.

Themen *„Erdbeben, Halterungen und* Verankerungen“

Das Ziel des Themenbereichs *„Erdbeben, Stützen und* Verankerungen“ besteht darin, Kontrollen auf der Grundlage der Instandhaltungsprogramme (PBMP) durchzuführen.

Die im Rahmen des Programms zum Thema „Erdbeben, Lagerung und Verankerung“ geforderten Kontrollen wurden am Block Nr. 3 durchgeführt (das entspricht 4.685 kontrollierten Verankerungen).

Die Analyse der festgestellten Mängel und gegebenenfalls die Einleitung von Abhilfemaßnahmen wurden ebenfalls behandelt.

Was die Behebung der Mängel betrifft, besteht der Ansatz darin, deren Behebung so früh wie möglich vorrangig zu behandeln. Aus diesem Grund konnte mit der Charakterisierung der festgestellten Mängel noch nicht begonnen werden, da hierfür sowohl auf Ebene des Kernkraftwerks als auch auf Ebene der nationalen Ingenieurzentren dieselben Ressourcen benötigt werden.

Angesichts der vorrangigen Mobilisierung der nationalen Ingenieurzentren zur Unterstützung der Standorte bei der Analyse und Behebung der Feststellungen im gesamten Bereich der Verankerungen und Halterungen wurden diese Anomalien nicht charakterisiert.

In Übereinstimmung mit den Zielen des ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfungen zum Thema „Erdbeben – Verankerung und Abstützung“ die Bewertung der Konformität des Blocks Nr. 3 von Blayais mit den zu Beginn der Überprüfung geltenden Vorgaben, um die Sicherheit der Anlage zu festigen – in Fortführung der vorherigen Überprüfung unter Einbeziehung der Betriebserfahrungen zwischen den Überprüfungen.

Thema *„Eindämmung* – Belüft*ung*“

Das Ziel des Themenbereichs *„Eindämmung – Belüftung*“ besteht darin, die aus den Ergebnissen des vorherigen Konformitätsprüfungsprogramms abgeleiteten Kontrollmaßnahmen zu konsolidieren und zusätzliche Kontrollen an den Abschnitten der Kanäle oder an den Erfassungsvorrichtungen durchzuführen, die möglichst nah am Risikobereich installiert sind.

Alle im Rahmen des Programms zum Thema „*Eindämmung – Belüftung*“ geforderten Kontrollen wurden durchgeführt.

Alle bei diesen Kontrollen festgestellten Mängel wurden analysiert. Die Analyse führte dazu, dass die Mängel behoben wurden oder dass vor der Abweichung von Block 3 begründet wurde, warum der Zustand beibehalten wurde. Nach der Charakterisierung wurden keine Abweichungen festgestellt.

Entsprechend den Zielen des ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfungen zum Thema „Eindämmung – Belüftung“ ermöglichten es, die Konformität des Blocks Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais mit den zu Beginn der Überprüfung geltenden Vorgaben zu bewerten, um die Sicherheit der Anlage in Fortführung der vorherigen Überprüfung unter Einbeziehung der zwischen den Überprüfungen gewonnenen Betriebserfahrungen zu festigen.

Thema *„Brand“*

Das Ziel des Themas „Brand“ besteht zum einen darin, den Prozess der Integration der Änderungen am Projekt zur Brandrisikokontrolle (MRI) sowie bestimmter lokaler Änderungen, die zwischen den Abschaltungen VD3 und VD4 (Referenzrahmen zu Beginn der Überprüfung) vorgenommen wurden, zu überprüfen und zum anderen die Bilanz der PBMP-Besichtigungen der Brandschutztrichter zu kontrollieren.

Alle im Rahmen des Programms zum Thema „Brand“ geforderten Prüfungen wurden durchgeführt. Alle bei

den bereits durchgeführten Prüfungen festgestellten Mängel wurden analysiert und behoben.

Nach der Charakterisierung wurden keine Abweichungen festgestellt.

Entsprechend den Zielen des ECOT ermöglichen die Ergebnisse der Konformitätsprüfungen zum Thema „Brand“ die Bewertung der Konformität des Blocks Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais mit dem für den Beginn der Überprüfung geltenden Referenzrahmen, um die Sicherheit der Anlage im Anschluss an die vorherige Überprüfung unter Einbeziehung der Betriebserfahrungen zwischen den Überprüfungen zu festigen.

Thema „Explosion“

Das Ziel des Themenbereichs *„Explosion*“ besteht darin, Folgendes durchzuführen:

- Externe Sichtprüfungen der Rohrleitungen, einschließlich schwer zugänglicher Bereiche, wärmeisolierter Abschnitte (die entwärmt werden müssen) und Durchführungen.
- Dichtheitsprüfungen in der Nähe der an diesen Rohrleitungen installierten Armaturen mithilfe eines Explosimeters.
- Die Überprüfung des Vorhandenseins von Kennzeichnungsschildern an den Rohrleitungen.

Der Umfang der Prüfungen erstreckt sich auf Kreisläufe, in denen explosive Medien fließen: Wasserstoff, wasserstoffhaltige Medien und alle anderen vor Ort verwendeten explosiven Medien wie beispielsweise Acetylen.

Alle im Rahmen des Programms zum Thema „*Explosion*“ geforderten Kontrollen wurden durchgeführt. Bei den Kontrollen wurden keine Unregelmäßigkeiten oder Abweichungen festgestellt.

Entsprechend den Zielen des ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfung zum Thema „*Explosion*“ die Bewertung der Konformität des Blocks Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais mit den zu Beginn der Überprüfung geltenden Vorgaben, um die Sicherheit der Anlage im Anschluss an die vorherige Überprüfung unter Einbeziehung der zwischen den Überprüfungen gewonnenen Betriebserfahrungen weiter zu festigen.

Thema *„Interne* Überflutung“

Das Ziel des Themas *„Interne* Überflutung“ besteht darin, die materiellen und dokumentarischen Schutzmaßnahmen hinsichtlich des Risikos einer internen Überflutung zu überprüfen. Diese Konformitätsprüfung betrifft offene Durchführungen (Siphons, Gullys, Rinnen) und geschlossene Durchführungen (Trichter) der elektrischen Gebäude (BL) und der Peripheriegebäude (BW).

Sämtliche Konformitätsprüfungen der Wartungsinspektionen sowie die Konformitätsprüfungen der Ausrüstung wurden gemäß dem Programm des Themas *„Interne Überschwemmung“* durchgeführt.

Alle bei diesen Kontrollen festgestellten Mängel wurden analysiert und behoben. Nach der Charakterisierung wurden keine Abweichungen festgestellt.

Entsprechend den Zielen des ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfungen zum Thema „Interne Überflutung“ die Bewertung der Konformität des Blocks Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais mit den zu Beginn der Überprüfung geltenden Vorgaben, um die Sicherheit der Anlage im Anschluss an die vorherige Überprüfung unter Einbeziehung der zwischen den Überprüfungen gewonnenen Betriebserfahrungen weiter zu festigen.

Thema *„Externe* Überschwemmung“

Die im Rahmen der ECOT durchgeführten Kontrollen zum Thema *„Externe* Überflutung“ zielten darauf ab, den Anforderungen des ASN-Leitfadens Nr. 13 zur Überprüfung der Umsetzung der Studien des 4 RP 900 gerecht zu werden.

Das Ziel des Themas „Externe Überschwemmung“ ist es:

- Die ordnungsgemäße Umsetzung des neuen Referenzrahmens zu überprüfen, der den ASN-Leitfaden Nr. 13 konkretisiert.
- Den Zustand der technischen Einrichtungen überprüfen (Sperrwände, Rückschlagventile, Absperrklappen, Metallschwellen und Betonaufbauten, mobile Pumpen und Stromaggregate …).
- Überprüfung der korrekten Integration des neuen Referenzrahmens für die Standortorganisation.

Da die mit dem Standortdossier der Stufe 5 verbundenen baulichen Änderungen für die VD4 von Block 3 noch nicht integriert waren, wurden die ECOT-Prüfungen gemäß dem zum Zeitpunkt der Prüfungen geltenden Referenzrahmen durchgeführt, d. h. dem Standortdossier der Stufe 3.

Alle im Rahmen des Programms zum Thema *„Externe* Überschwemmung“ geforderten Prüfungen wurden durchgeführt.

Alle bei diesen Kontrollen festgestellten Mängel wurden analysiert und behoben. Nach der Charakterisierung wurden keine Abweichungen festgestellt.

Entsprechend den Zielen der ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfungen zum Thema *„Externe* Überschwemmung“ die Bewertung der Konformität des Blocks Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais mit dem geltenden Regelwerk, um die Sicherheit der Anlage im Anschluss an die vorherige Prüfung unter Einbeziehung der zwischen den Prüfungen gewonnenen Betriebserfahrungen weiter zu festigen.

Thema *„Lokale Krisenausrüstung*“

Das Ziel des Themas *„Lokale Krisenausrüstung*“ besteht darin, die Einsatzbereitschaft der lokalen Krisenausrüstung (MLC) zu überprüfen, die mobile Sicherheitsausrüstung, den internen Notfallplan und den „Post-Fukushima“-Notfallplan sowie

sowie persönliche Schutzausrüstung, die im Falle eines Unfalls eingesetzt werden kann.

Nach dem Unfall von Fukushima wurden die damit verbundenen Anforderungen und die dauerhafte Organisation zur Gewährleistung der Einsatzbereitschaft der lokalen Krisenausrüstung neu definiert.

Das Prüfprogramm des ECOT basiert auf:

- der Überprüfung der Einsatzbereitschaft der Ausrüstung und des Materials
- der Überprüfung der Einhaltung der dokumentarischen und organisatorischen Anforderungen.

Die Ausrüstungen der 26 MLC wurden alle überprüft (Einsatzbereitschaft, dokumentarische und organisatorische Anforderungen).

Alle im Rahmen des Programms zum Thema *„Lokale Krisenausrüstung*“ geforderten Kontrollen wurden durchgeführt.

Alle bei diesen Kontrollen festgestellten Unregelmäßigkeiten wurden analysiert und behoben. Nach der Einstufung wurden keine Abweichungen festgestellt.

Entsprechend den Zielen des ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfungen zum Thema *„Lokale* Notfallausrüstung“ die Bewertung der Konformität von Tranche Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais mit dem zu Beginn der erneuten Überprüfung geltenden Referenzrahmen, um die Sicherheit der Anlage in Fortführung der vorherigen Überprüfung zu festigen und dabei die Betriebserfahrungen zwischen den Überprüfungen zu berücksichtigen.

Thema „Ergänzende ECOT-Vor-Ort-Besichtigungen (CONF1)“

Das Ziel des Themas „ECOT-Vor-Ort-Besichtigungen (CONF1)“ besteht darin, mit multidisziplinären Teams Vor-Ort-Besichtigungen von für die Sicherheit wichtigen Anlagen durchzuführen, um deren Konformität sicherzustellen. Die für diesen ersten Teil des Vorgehens im Rahmen der VD4 von Blayais 2 ausgewählten EIPS-Anlagen sind:

- die Speisepumpen der ASG-Dampferzeuger,
- der Notwasservorratstank der ASG-Dampferzeuger,
- die Zwischenkühlwasser-Wärmetauscher RRI/SEC,
- die gefilterten Rohwasser-Versorgungspumpen SEC,
- die Notstromaggregate LHP und LHQ.

Diese als „CONF1“ bezeichneten Vor-Ort-Besichtigungen fanden zwischen November 2023 und Januar 2024 am Block Nr. 3 statt.

Alle im Rahmen des Programms zum Thema „ECOT-Vor-Ort-Besichtigungen (CONF1)“ geforderten Prüfungen wurden durchgeführt. Es wurden keine Abweichungen festgestellt. Elf bei diesen Prüfungen festgestellte geringfügige Mängel werden derzeit behoben.

Entsprechend den Zielen des ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfungen zum Thema „Ergänzende ECOT-Vor-Ort-Besichtigungen (CONF1)“ ermöglichten es, die Konformität des Blocks Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais mit den zu Beginn der Überprüfung geltenden Vorgaben zu bewerten, um die Sicherheit der Anlage in Fortführung der vorherigen Überprüfung unter Einbeziehung der Betriebserfahrungen zwischen den Überprüfungen zu festigen.

Thema „Gezielte ergänzende Kontrollen“

Das Ziel des Themas „Gezielte ergänzende Kontrollen“ besteht darin, die ergänzenden Kontrollen zur ECOT VD4 gemäß den von EDF im Rahmen des Prüfverfahrens zur ECOT VD4 900 MWe eingenommenen Standpunkten und ergriffenen Maßnahmen sowie als Reaktion auf die Empfehlungen Nr. 4, 5 und 6 aus dem technischen Gutachten des IRSN vom 6. März 2019 durchzuführen.

Alle im Rahmen des Programms zum Thema „Ergänzende Kontrollen ECOT
“ wurden durchgeführt.

Die bei den Kontrollen festgestellten Unregelmäßigkeiten wurden analysiert und behoben. Bei diesen Kontrollen wurden keine Abweichungen festgestellt.

Entsprechend den Zielen von ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfungen zum Thema „Ergänzende ECOT-Kontrollen“ ermöglichten es, die Konformität des Blocks Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais mit den zu Beginn der Überprüfung geltenden Vorgaben zu bewerten, um die Sicherheit der Anlage in Fortführung der vorherigen Überprüfung zu festigen und dabei die Betriebserfahrungen aus der Zeit zwischen den Überprüfungen zu berücksichtigen.

1.2.2. Nicht-radiologische Risiken

1.2.2.1. Beherrschung der behördlichen Konformität – Allgemeiner Teil – Stufe

Die wichtigsten für die CPY-Stufe geltenden Rechtsvorschriften in Bezug auf konventionelle Risiken sind:

- Titel IX von Buch V des Umweltgesetzbuchs über die nukleare Sicherheit und grundlegende kerntechnische Anlagen, insbesondere die Artikel L.593-18 und L.593-19;
- Geänderter Erlass vom 7. Februar 2012 zur Festlegung der allgemeinen Vorschriften für kerntechnische Basisanlagen;
- Beschluss Nr. 2013-DC-0360 der Behörde für nukleare Sicherheit vom 16. Juli 2013, betreffend die Begrenzung von Belästigungen sowie der Auswirkungen von Kernanlagen der Grundausstattung auf Gesundheit und Umwelt, genehmigt durch den Erlass vom 9. August 2013, geändert durch den Erlass vom 5. Dezember 2016 zur Genehmigung des Beschlusses Nr. 2016-DC-0569.

Die Einhaltung der Vorschriften durch die Anlage wird durch eine Abfolge von Schlüsselschritten sichergestellt: Ermittlung der Rechtsvorschriften und Anforderungen, Bewertung des jeweiligen Konformitätsstatus, Bearbeitung der teilweise oder nicht eingehaltenen Anforderungen im Rahmen des Konformitätsmanagements sowie regelmäßige Neubewertung des Konformitätsstatus.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais weist im Hinblick auf den „Palier“-Zustand keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Ergebnisse der Überwachung der Einhaltung der behördlichen Vorschriften sind in Teil II – Kapitel 1 – § 1.1.2.2 dargestellt.

Im Rahmen der Anforderungen an das Compliance-Management in Bezug auf nicht-radiologische Risiken hat das Kernkraftwerk Blayais Studien durchgeführt, um seine Eindämmungsstrategie gemäß Artikel 4.3.6 des Beschlusses Nr. 2013-DC-0360 zu verbessern. Der Studienbericht zur Analyse der Machbarkeit der Eindämmung einer Freisetzung (infolge einer Handhabung oder eines Unfalls) in Verbindung mit Regenwasser wurde der ASN im Juni 2021 übermittelt. Die Änderungen PNPE1396 Band I und PNPE1441 Bände F und G „Eindämmung von Flüssigkeiten: Kumulierung mit Regenwasser“, die die Eindämmung einer Freisetzung gefährlicher oder radioaktiver Stoffe in Verbindung mit Regenwasser gewährleisten sollen, werden derzeit im Kernkraftwerk Blayais umgesetzt und spätestens bis 2030 abgeschlossen sein.

Die übrigen in diesen Texten identifizierten Anforderungen an das Compliance-Management fallen nicht in den Bereich der Risiken oder haben keine Auswirkungen auf die geschützten Interessen.

1.2.2.2. Einhaltung der festgelegten Anforderungen in Bezug auf die EIPR – Allgemeiner Teil – Lager

Artikel 1.3 des geänderten Erlasses vom 7. Februar 2012 definiert somit einen wichtigen Aspekt des Schutzes:
„wichtiges Element für den Schutz der in Artikel L.593-1 des Umweltgesetzbuchs genannten Interessen (öffentliche Sicherheit, Gesundheit und Hygiene, Natur- und Umweltschutz), d. h. eine Struktur,

Ausrüstung, System (geplant oder ungeplant), Material, Komponente oder Software, die in einer kerntechnischen Anlage vorhanden ist oder unter der Verantwortung des Betreibers steht und eine für den in Artikel L.597-7 Absatz 2 des Umweltgesetzbuchs genannten Nachweis erforderliche Funktion erfüllt oder die Überprüfung dieser Funktion gewährleistet.“

Die für den Schutz der Interessen vor konventionellen Risiken wichtigen Elemente (EIPR) der CPY-Stufe sind die Rückhaltebecken und Auffanggruben, die als letzte Barriere (Bauwerk, bei dem mindestens eine Seite in direktem Kontakt mit der Umwelt steht) identifiziert wurden und eine letzte Barriere für den Umweltschutz darstellen.

Ein den Risiken angemessenes Vorgehen, das auf der Gefährlichkeit der flüssigen Stoffe und den gelagerten Mengen basiert, ermöglicht es, Stoffe zu identifizieren, *die „aus ökologischer Sicht besonders beachtenswert“ sind*. Für diese Stoffe werden die EIPR auf aktive Anlagen ausgeweitet, die zur Rückhaltung von Flüssigkeiten beitragen. Darüber hinaus stellen die letzten Bauwerke im Regenwassernetz als letzte Isolationsanlagen vor der Einleitung in die Umwelt ebenfalls EIPR dar.

Die Einhaltung der festgelegten Anforderungen an die EIPR wird durch eine regelmäßige Überprüfung ihrer ordnungsgemäßen Funktion und Positionierung sichergestellt. Für die historischen EIPR (Sammelschächte und Endrückhaltebecken) wurde beschlossen, eine Bestandsaufnahme zur Umsetzung der vorbeugenden Instandhaltungsprogramme vorzunehmen. Ein solcher Ansatz läuft darauf hinaus, eine Bilanz des Instandhaltungsprogramms für den Tiefbau zu ziehen, was im Übrigen bereits im Rahmen des Themas „Tiefbau“ des ECOT des 4. RP 900 gefordert wird (vgl. Teil I – Kapitel 1 – Abschnitt 1 – § 1.2.1). Dies trägt zur Erfüllung der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [INC-A] bei. Ergänzend dazu hat EDF die Angemessenheit der laufenden Kontroll- und Instandhaltungsmaßnahmen im Hinblick auf ihre Ziele und die entsprechenden besten verfügbaren Techniken erneut überprüft.

Es wurde eine Liste der neuen Anlagen erstellt, die den EIPR-Status aufweisen (aktive Anlagen *mit „beachtlichen* Umweltauswirkungen“ und endgültige Bauwerke im Bereich SEO).

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Bilanz zum Zustand des Blocks

Gemäß der im Rahmen des ECOT des 4. RP 900 geforderten Planung wurden die historischen EIPR des Blocks Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais überprüft. Fünf Abweichungen und drei Mängel wurden festgestellt und an den betroffenen Bauwerken behoben.

1.2.2.3. Zusätzliche Untersuchungen an unterirdischen Bauwerken –

Allgemeiner Teil „Palier“

Das Programm *„Unterirdische oder in schwer zugänglichen Kanälen verlegte* Rohrleitungen“ ist ein im Rahmen des 4. RP 900 durchgeführtes ergänzendes Kontrollprogramm.

Der umgesetzte Ansatz erfolgt in vier Schritten:

1. Risikoanalyse:

   Phase 1: Erfassung der Eingabedaten und Bestandsaufnahme der Rohrleitungen,

   Phase 2: elektronische Verarbeitung dieser Daten und Analyse der Ergebnisse, Phase

   3: Festlegung der durchzuführenden Inspektionen.

2. Inspektionen vor Ort: Inspektionen von außen und/oder von innen je nach Konfiguration der Rohrleitungen,

3. Diagnosen,
4. Gegebenenfalls Reparaturen an den Rohrleitungen oder ein Programm zur Überwachung bzw. zum Austausch.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais weist hinsichtlich des Zustands „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Bewertung der Betriebsfähigkeit der unterirdischen und in schwer zugänglichen Kanälen verlegten Rohrleitungen des Kernkraftwerks Blayais über die VD4 hinaus basiert auf der „Fitness For Service“-Methode (FFS), die sich an der internationalen Praxis und den Ergebnissen von Kontrollen mittels Ferninspektion (ITV) orientiert.

Ziel der FFS-Methode ist es, die Eignung der Rohrleitungen zur Erfüllung ihrer Funktion bis zum Jahr 2035 (10 Jahre nach der letzten VD4 des Kernkraftwerks Blayais) nachzuweisen.

Im Rahmen des für das Kernkraftwerk Blayais geltenden Programms für unterirdische Rohrleitungen wurden Rohrleitungsinspektionen an den Systemen JPU, KER, RPE, SAT, SDX, SEA, SEK, SEP, SER, SGZ, SRE, SVA und TER durchgeführt.

Ultraschall-Dickenmessungen wurden an den Systemen JPU, KER, RPE, SAT, SEA, SEK, SEP, SER, SGZ, SRE, SVA und TER durchgeführt.

Bei diesen Systemen – mit Ausnahme des JPU-Netzes – ermöglicht die FFS-Methode die Bestätigung der Eignung der geprüften Rohrleitungen, ihre Funktion bei VD4+10 Jahren zu gewährleisten.

Was das JPU-System betrifft, so konnte mithilfe der FFS-Methode die Eignung von 2 der 6 untersuchten Abschnitte bestätigt werden. Bei 4 Abschnitten hatte sich nämlich Boden an den Rohrleitungen angesammelt, sodass keine Wanddickenmessungen durchgeführt werden konnten. Um die Analyse zu vervollständigen, wurden JPU-Abschnitte anlässlich der im Rahmen der Bauarbeiten für das Lokale Krisenzentrum (CCL) durchgeführten Umleitung der Leitungsnetze entnommen. An diesen Abschnitten wurden eine Oberflächenvorbereitung sowie Dickenmessungen im Labor durchgeführt. Die Anwendung der FFS-Methode ermöglicht es, die Eignung der geprüften Rohrleitungen zur Erfüllung ihrer Funktion bei VD4+10 Jahren zu bestätigen.

Es wurden ebenfalls SEP-Abschnitte entnommen, an denen im Labor Dickenmessungen durchgeführt wurden. Die Anwendung der FFS-Methode ermöglicht es, die Eignung der geprüften Rohrleitungen zur Erfüllung ihrer Funktion zu bestätigen

1.3. FAZIT

Die Überprüfung der Übereinstimmung der Abschnitte mit dem Referenzzustand erfolgt vor Ort auf der Grundlage:

- *vor Ort* durchgeführten Kontrollen durch den Betreiber;
- einer Prüfung der Betriebsunterlagen, der Kontroll- oder Prüfprogramme, der Betriebsanweisungen und Richtlinien sowie der zugehörigen Pläne und Schemata.

Die im Rahmen des Konformitätsprüfungsprogramms vorgeschriebenen Kontrollen sowie die ergänzenden Kontrollen zur ECOT (Vor-Ort-Besichtigungen und gezielte Kontrollen) wurden am Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen seiner regelmäßigen Überprüfung im Rahmen der 4. zehnjährigen Inspektion durchgeführt.

Die festgestellten Mängel und Abweichungen wurden analysiert, begründet und/oder behoben, mit Ausnahme von 11 Mängeln im Bereich „Vor-Ort-Besichtigung“, die derzeit bearbeitet werden.

Abgesehen davon wurden alle Abweichungen im Zusammenhang mit den im Rahmen der Konformitätsprüfung durchgeführten Kontrollen behoben.

Zusammenfassung der im Rahmen der Konformitätsprüfung von Block Nr. 3 durchgeführten Kontrollen und Maßnahmen

des Kernkraftwerks Blayais haben es ermöglicht, den Nachweis der Eignung für die Fortsetzung des Betriebs dieses Blocks für den Zehnjahreszeitraum VD4-VD5 unter zufriedenstellenden Sicherheitsbedingungen zu untermauern.

Was die Umsetzung des Programms für unterirdische Rohrleitungen im Kernkraftwerk Blayais betrifft, so ermöglichte die FFS-Methode die Validierung der Eignung der inspizierten Rohrleitungen, ihre Funktion bis VD4+10 Jahre zu erfüllen.

ABSCHNITT 2: PROGRAMM FÜR ERGÄNZENDE UNTERSUCHUNGEN (PIC)

2. PROGRAMM FÜR ERGÄNZENDE UNTERSUCHUNGEN (PIC) ____ 37

2.1. ZIEL 37
2.2. ANTWORT 37
2.3. FAZIT 38

2. PROGRAMM FÜR ERGÄNZENDE UNTERSUCHUNGEN (PIC)

2.1. ZIEL

Die Durchführung des Programms für ergänzende Untersuchungen „PIC“ zielt darauf ab, die Angemessenheit der vorbeugenden Instandhaltung der Anlagen zu untermauern und sicherzustellen, dass in Bereichen, die üblicherweise nicht überprüft werden, keine Betriebsschäden vorliegen.

Bislang wurden PIC im Rahmen der zweiten und dritten Zehnjahresinspektionen der 900-MWe- und 1300-MWe-Blöcke sowie der zweiten Zehnjahresinspektionen der 1450-MWe-Blöcke erstellt und umgesetzt. Die im Rahmen des PIC vorgeschlagenen Prüfungen werden ergänzend zu den geltenden Überwachungs- und Instandhaltungsrichtlinien festgelegt.

Das Hauptziel des PIC besteht darin, sicherzustellen, dass die in den Instandhaltungsprogrammen zugrunde gelegten Annahmen, wonach in Bereichen, die als nicht beschädigungsanfällig gelten und nicht überwacht werden, keine Verschlechterung eintritt, nicht in Frage gestellt werden.

2.2. ANTWORT

Allgemeiner Teil – Lager

Der Ansatz zur Erstellung des PIC besteht darin, die Angemessenheit zwischen der durchgeführten Instandhaltung und dem Kenntnisstand über die identifizierten Verschleißmechanismen im Betrieb zu analysieren. Er stützt sich hauptsächlich auf:

- der Analyse des Instandhaltungs- und Überwachungsreferenzrahmens,
- den Erfahrungen aus früheren PICs,
- der Analyse des Alterungsmanagementprozesses,
- den Erfahrungswerten aus dem nationalen und internationalen Betrieb,
- der Analyse der im Rahmen des ECOT-Programms ausgewählten Themen,
- die Analyse der Aufrechterhaltung der Qualifikation von unter Unfallbedingungen qualifizierten Ausrüstungen (MQCA).

Dieser Ansatz ermöglicht die Erstellung eines Untersuchungsprogramms auf der Grundlage der Prüfung der für den Schutz der Interessen wichtigen Elemente (EIP), die nicht Gegenstand eines speziellen regelmäßigen Überwachungsprogramms sind.

Dieses Untersuchungsprogramm legt die zu untersuchenden Bereiche, die zerstörungsfreien Prüfungen und die durchzuführenden Gutachten fest und präzisiert dabei die angestrebten Ziele sowie die Begründungen für die Auswahl dieser Bereiche. Zerstörungsfreie Prüfungen werden gegenüber Gutachten bevorzugt.

Die Prüfungen werden stichprobenartig verteilt, um zu vermeiden, dass dieselben Prüfungen an mehreren Blöcken desselben Standorts durchgeführt werden. Die Auswahl der Blöcke CPY oder CP0 basiert auf der Analyse der verschiedenen Auslegungskonfigurationen der Blöcke oder der Stufe (sofern keine Besonderheiten vorliegen, richtet sich die Auswahl nach einer angemessenen Verteilung auf die verschiedenen zwischen 2019 und 2023 geplanten Zehnjahresinspektionen).

Die vorgesehenen Untersuchungen werden im Wesentlichen im Rahmen der Zehnjahresinspektionen durchgeführt. Werden bei diesen Untersuchungen Auffälligkeiten festgestellt, werden diese gemäß den geltenden Vorschriften behandelt. Gegebenenfalls, im Falle der Entdeckung eines unerwarteten Mechanismus:

- wird die ursprünglich vorgeschlagene Stichprobe entsprechend der Bewertung des mit der Feststellung dieses Mechanismus verbundenen Risikos erweitert (reaktive Aktualisierung innerhalb von 6 Monaten),
- wird das Instandhaltungskonzept innerhalb von zwei Jahren nach Erstellung der Gesamtzusammenfassung des PIC und nach Auswertung der konsolidierten Ergebnisse aktualisiert.

Die Anwendung der Methodik zur Festlegung des Umfangs des PIC 4. RP 900 führte zur Auswahl von drei Bereichen, die die EIP abdecken:

- Bereich *„Schaltungen und Geräte CPP und* CSP“,
- Bereich *„Schaltungen und Geräte außerhalb von CPP und* CSP“,
- Bereich *„Tiefbau*“.

Was den Bereich *„Elektrische Ausrüstung und* Leittechnik“ betrifft, werden im Rahmen des PIC 4. RP 900 keine Maßnahmen durchgeführt, da alle EIP Gegenstand einer systematischen Untersuchung (und gegebenenfalls damit verbundener Untersuchungen) waren, die darauf abzielte, ihre Qualifizierung auf Unfallbedingungen auszuweiten (siehe Teil III – Abschnitt 2).

Es ist anzumerken, dass der Untersuchungsumfang die Strukturen und Komponenten berücksichtigt, die zur Sicherheit der Lagerung im Brennelementbecken, zur Begrenzung von Freisetzungen in die Umwelt und zur Zuverlässigkeit der Kreisläufe beitragen, die eine Funktion nach einem Unfall gewährleisten.

Blockspezifischer Teil 3 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Der Reaktorblock Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die im Rahmen des Programms für ergänzende Untersuchungen des 4. RP 900 am Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais durchgeführte Überprüfung umfasste die Kontrolle der Regenwasserabläufe des Reaktorgebäudes sowie der Regenwasserabflussstellen und der torischen Wasserdurchführung.

Die festgestellten Abweichungen wurden analysiert, und es konnte begründet werden, dass sie in ihrem derzeitigen Zustand belassen werden können. Diese Abweichungen beeinträchtigen weder den Betrieb noch die Verfügbarkeit der Regenwasserabläufe.

Bei diesen Kontrollen wurden keine Abweichungen festgestellt.

2.3. FAZIT

Die im Rahmen des PIC vorgesehenen Untersuchungen werden während der 4. Zehnjahresinspektionen durchgeführt. Werden bei diesen Untersuchungen Schäden festgestellt, werden diese gemäß den Verfahren behoben. Falls Verdachtsfälle auf Schäden festgestellt werden, werden daraus die entsprechenden Konsequenzen für das Instandhaltungskonzept abgeleitet.

Das PIC ist Teil eines Ansatzes, der darauf abzielt, die Annahmen zu untermauern, dass in Betrieb keine nennenswerten Schäden an Bereichen aufgetreten sind, die üblicherweise nicht überwacht werden. Das PIC trägt zur zehnjährigen Konformitätsprüfung der Anlagen bei.

Die Kontrollen der Regenwasserabläufe wurden am Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen des Programms für ergänzende Untersuchungen des 4. RP 900 durchgeführt.

Diese Kontrollen ergaben keine Abweichungen.

Somit untermauern die im Rahmen des PIC während der 4. Zehnjahresprüfung (VD4) des Blocks Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais durchgeführten Untersuchungen und Maßnahmen den Nachweis der Eignung für die Fortsetzung des Betriebs für den Zehnjahreszeitraum VD4–VD5 unter zufriedenstellenden Sicherheitsbedingungen.

ABSCHNITT 3: BEHANDLUNG VON SICHERHEITSBEDEUTENDEN EREIGNISSEN (ESS) DER STUFE 1 ODER HÖHER AUF DER INES-SKALA SOWIE VON UMWELTBEDEUTENDEN EREIGNISSEN (ESE) IM ZUSAMMENHANG MIT DER FLÜSSIGKEITSEINDÄMMUNG

3. BEHANDLUNG VON SICHERHEITSBEDEUTENDEN EREIGNISSEN (ESS) DER STUFE 1 ODER HÖHER AUF DER INES-SKALA UND VON UMWELTBEDEUTENDEN EREIGNISSEN (ESE) IM ZUSAMMENHANG MIT DER FLÜSSIGKEITS-EINDÄMMUNG 41

3.1. ZIEL....41
3.2. REAKTION....41
3.2.1. Generische ESS-Stufen....41
3.2.2. ESS speziell für Block 3 des Kernkraftwerks Blayais....41
3.2.3. ESE bezüglich der Flüssigkeitseindämmung des Kernkraftwerks Blayais....42
3.3. FAZIT....43

3. BEHANDLUNG VON SICHERHEITSBEDENKLICHEN EREIGNISSEN (ESS) DER STUFE 1 ODER HÖHER AUF DER INES-SKALA SOWIE VON UMWELTBEDENKLICHEN EREIGNISSEN (ESE) IM ZUSAMMENHANG MIT DER FLÜSSIGKEITSEINDÄMMUNG

3.1. ZIEL

Gemäß den Artikeln 2.6.1 bis 2.6.5 des Erlasses vom 7. Februar 2012, dem sogenannten „INB-Erlass“, zielt der von EDF umgesetzte Prozess zum Umgang mit Abweichungen darauf ab:

- Abweichungen in Bezug auf seine Anlagen zu erkennen;
- die festgestellten Abweichungen zu analysieren, um deren Bedeutung im Hinblick auf die geschützten Interessen zu ermitteln;
- die festgestellten Abweichungen innerhalb von Fristen zu bearbeiten, die den jeweiligen Herausforderungen angemessen sind;
- gegebenenfalls diese Abweichungen so schnell wie möglich gemäß den von der ASN festgelegten Kriterien als bedeutende Ereignisse zu melden und sie anschließend eingehend zu analysieren, um daraus Lehren zu ziehen und vorbeugende, abhelfende und korrigierende Maßnahmen festzulegen.

Jedes sicherheitsrelevante Ereignis (ESS) wird gemäß der internationalen INES-Skala (Internationale Skala zur Einstufung der Schwere nuklearer und radiologischer Ereignisse) klassifiziert.

Ziel der nachstehend dargestellten Übersicht ist es, die Ereignisse zu identifizieren, die zur Meldung eines ESS der Stufe 1 oder höher auf der INES-Skala geführt haben und die bis zum Ende der 4. VD noch nicht behoben waren, sowie die Vorgehensweise bei der Bearbeitung und die damit verbundenen Fristen zu ermitteln.

Darüber hinaus bedeutet der Begriff „flüssige Rückhaltung“, dass die im Rahmen des normalen Betriebs der Kernkraftwerksblöcke aus Behältern, durch Rohrleitungen und alle anderen für den Betrieb der Blöcke erforderlichen Einrichtungen beförderten flüssigen Stoffe innerhalb der Anlagen, in denen sie zirkulieren, zurückgehalten werden. Ist diese Einschließung nicht mehr gewährleistet, stellt dies eine Abweichung dar, die je nach ihren Auswirkungen Gegenstand einer Meldung eines für die Umwelt bedeutenden Ereignisses (ESE) sein kann.

Ziel der nachstehend dargestellten Bestandsaufnahme ist es, die Ereignisse zu identifizieren, die zur Meldung eines ESE im Zusammenhang mit nicht resorbierten Flüssigkeitsrückständen am Ende der 4. VD geführt haben, sowie die Behandlungsmodalitäten und die damit verbundenen Fristen zu ermitteln.

3.2. ANTWORT

3.2.1. Generische ESS-Stufen

Alle Ereignisse, die zu einer ESS-Einstufung von Stufe 1 oder höher auf der INES-Skala geführt haben, wurden berücksichtigt.

3.2.2. ESS-Ereignisse speziell für Block 3 des Kernkraftwerks Blayais

Nach der Wiederinbetriebnahme im Anschluss an die 4. Zehnjahresinspektion weist Block 3 nur noch ein spezifisches ESS auf, das gemeldet und auf Stufe 1 der INES-Skala eingestuft wurde und bei dem eine Maßnahme noch nicht abgeschlossen ist. Es handelt sich um den ESS 60-24 bezüglich der Nichteinhaltung der Vorgehensweise für das STE-Ereignis der Gruppe 1 RPN1 im Zusammenhang mit der zufälligen Nichtverfügbarkeit von 3RPN014MA, für das die lokalen Maßnahmen abgeschlossen sind; die Kette wurde ausgetauscht und neu qualifiziert. Es bleibt noch eine Maßnahme für die UTO und den Hersteller, die darin besteht, den Detektor zu begutachten, um die Ursache des Ausfalls zu ermitteln. Da die Kette im Reaktorgebäude Nr. 3 gelagert ist, wurde die Begutachtung noch nicht durchgeführt; die Kette wird während des ab dem 17. Januar 2026 geplanten Stillstands von Block 3 entnommen.

3.2.3. ESE bezüglich des Flüssigkeitseinschlusses des Kernkraftwerks Blayais

Alle Abweichungen im Sinne des INB-Erlasses, die zu einer Meldung einer ESE im Zusammenhang mit der Flüssigkeitseindämmung geführt haben, wurden bearbeitet, mit Ausnahme der beiden nachstehend aufgeführten Punkte, die aufgrund ihrer Komplexität noch nicht abgeschlossen sind

- Der erste Punkt bezieht sich auf die ESE vom 27.09.2018, die einen Abfluss von Abwässern unter dem BAN 8 durch eine Undichtigkeit der letzten Rückhaltevorrichtung, bestehend aus dem Boden des BAN 8, betrifft. Der Standort hat Maßnahmen ergriffen, die verschiedene Aspekte des Problems abdecken, um Auswirkungen auf die Umwelt zu vermeiden und vorzubeugen.
  - Bereich Tiefbau:
    - Die Reparatur eines durchgehenden Risses, der im Dezember 2019 in der CRF-Kasematte Nr. 7 festgestellt wurde.
    - Die Öffnung der 8 CRF-Kasematten und der 2 sogenannten „blinden“ Stollen, die sich zwischen den CRF-Zuführstollen (jeweils zwischen 1 und 3 einerseits und 5 und 7 andererseits) befinden, wurde 2021 abgeschlossen.
    - In mehreren Bereichen der beiden BAN wurden Kamerainspektionen der RPE-Rinnen und der Bodenabläufe durchgeführt, um Anomalien im Hochbau oder im RPE-Rohrleitungsnetz aufzudecken, die die Wasserdichtigkeit des BAN-Bodens beeinträchtigen könnten:
      - Im Jahr 2022 wurden im BAN 9 Mängel behoben, die die Wasserdichtigkeit der Rinnen nicht beeinträchtigten. Eine Kernbohrung zwischen einem Abschnitt der RPE-Rinne auf Höhe des BAN 9 bei 0 m und dem darunter liegenden Raum wurde im März 2023 wieder verschlossen.
      - Im Jahr 2023 wurden im BAN 8 Mängel behoben, die die Wasserdichtigkeit der Rinnen nicht beeinträchtigten. Im Jahr 2025 wurde eine Undichtigkeit an einer Kreuzung der RPE-Leitungsnetze behoben. Die Reparatur einer zweiten Undichtigkeit wird derzeit geprüft (Schwierigkeiten aufgrund der Einsatzbedingungen).
    - Die Begutachtung der Kammern unter dem Boden der BAN 8 und 9 wurde auf einen Zweijahresrhythmus verkürzt. Die letzte Begutachtungsrunde begann im Jahr 2025, und die ersten Ergebnisse lassen keine neuen durchgehenden Risse erkennen.
  - Bereich Überwachung:
    - Die Überwachung der Grundwasserschichten unter den Anlagen erfolgt mittels Piezometer. Die zahlreichen Daten zur Tritium-Aktivitätskonzentration, die seit mehreren Jahren unter 10 Bq/L liegen, bestätigen das Fehlen einer Anreicherung sowohl im Grundwasser innerhalb der Schlitzwände der Reaktoren 1, 2, 3 und 4 als auch im Grundwasser außerhalb der Schlitzwände auf dem Gelände der INB von Blayais. Die Überwachung der Tritium-Volumenaktivität am Piezometer 0 SEZ 109 PZ in der Nähe des BK von Reaktor 1 liegt seit Januar 2023 ebenfalls unter 10 Bq/L.
    - Es finden regelmäßige Begehungen in den CRF-Kazematten, den Sackstollen und den Vorspannstollen der BR der Reaktoren 1 bis 4 statt, um sicherzustellen, dass sich das vorhandene Abwasser nicht verändert.
  - Bereich Abwasserreinigung:
    - Das Programm zum Abpumpen der Abwässer aus den CRF-Kazematten ist seit mehreren Jahren in Kraft. Die im Jahr 2025 und zuvor gemessenen Werte der Tritium-Aktivitätskonzentration liegen am Schacht BK2-15 sehr regelmäßig unter 5 Bq/l und am Schacht BK4-15 zwischen 20 Bq/l und 35 Bq/l.

Die vom Kernkraftwerk CNPE durchgeführten Maßnahmen betreffen:

- Untersuchungen zum Eindringen von Abwasser in die RPE-Auffangrinnen und in die darunter liegenden Räume.
- Die Behebung von Mängeln an den Anlagen der RPE-Rinnen
- Die regelmäßige Begutachtung der Kammern unter dem Boden der BAN
- Die Fortsetzung der Pumpvorgänge in den CRF-Kammern, um über mehrere Jahre hinweg gemessene Tritium-Aktivitätswerte von unter 50 Bq/L aufrechtzuerhalten und sicherzustellen, dass keine neuen Tritium-Markierungsquellen auftreten.

- Das zweite Thema steht im Zusammenhang mit den beiden ESE bezüglich der bestätigten Überschreitungen des Schwellenwerts S2 (1000 µg/L) der HCt-Konzentration (Gesamtkohlenwasserstoffe), die an den Piezometern 0 SEZ 106 PZ und 0 SEZ 119 PZ gemessen und am 11.12.2018 bzw. am 17.12.2021 gemeldet wurden. Diese Ereignisse stehen im Zusammenhang mit dem Nachweis von Kohlenwasserstoffspuren im Boden im Jahr 2011. Es handelt sich um die Wiederholung einer punktuellen Verunreinigung durch Auswaschung von Kohlenwasserstoffen. Es gab keine Auswirkungen auf die Umwelt, da dieses Phänomen auf das Grundwasser innerhalb der Schlitzwände der Reaktoren 1, 2, 3 und 4 im Bereich der Haupttransformatoren der Reaktoren 1 und 3 beschränkt bleibt. Folgende Maßnahmen wurden umgesetzt:
  - Anpassung der kurzfristigen Überwachungsmaßnahmen: verstärkte Absorption (3 Absorber mit einem Austauschkriterium ab 20 % Sättigung), sofortige Anpassung der Messhäufigkeit ab der ersten Überschreitung des Schwellenwerts (monatlich, zweimonatlich oder wöchentlich, je nach Situation);
  - Aktualisierung des nach der Entdeckung der Markierung erstellten Managementplans, um die Überwachungsmaßnahmen wieder aufzunehmen und ein Erreichen des Schwellenwerts S2 zu verhindern, mit Unterstützung nationaler Experten;
  - Laboruntersuchung der Fähigkeit von Mikroorganismen, Kohlenwasserstoffe abzubauen;
  - Die Machbarkeitsstudie zu einem beschleunigten biologischen Abbau der Kohlenwasserstoffe kommt zu dem Schluss, dass Sauerstoff und Nährstoffe über ein dichtes Netz von Injektionsbohrlöchern in das Medium eingeleitet werden müssen. Solche Arbeiten sind im Untersuchungsgebiet aufgrund der beengten Verhältnisse im Untergrund nicht durchführbar. Diese Behandlungslösung wurde daher nicht gewählt;
  - Die passive Abscheidung mithilfe von oleophilen Absorbern wird an zwei Piezometern fortgesetzt. Mit dieser Abscheidevorrichtung konnten seit ihrer Inbetriebnahme bis Ende 2023 insgesamt 59 kg reine Kohlenwasserstoffe aus den beiden Piezometern gewonnen werden.
  - Festlegung einer Methode zur Charakterisierung der Zugehörigkeit zur historischen Markierung im Falle einer Veränderung des überwachten HCT-Parameters;
  - Festlegung eines Vorgehens bei Überschreitung eines Schwellenwerts im Zusammenhang mit der historischen Markierung.

3.3. FAZIT

Die Analyse zeigt, dass alle Konformitätsabweichungen, die Gegenstand von sicherheitsrelevanten Ereignissen (ESS) der Stufe 1 oder höher auf der INES-Skala waren, für den Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais anlässlich seiner 4. Zehnjahresinspektion durch materielle oder konzeptionelle Änderungen beseitigt wurden, mitmit Ausnahme des Gutachtens zur Kette 3 RPN 014 MA im Zusammenhang mit einem ESS der Stufe 1 sowie dreier ESE, für die Übergangsmaßnahmen umgesetzt wurden, bis eine dauerhafte Lösung gefunden ist, um deren Auswirkungen auf die Umwelt zu kontrollieren.

ABSCHNITT 4: KONFORMITÄTSÜBERPRÜFUNG DER SYSTEME

4. KONFORMITÄTSÜBERPRÜFUNGEN DER SYSTEME ____ 46
4.1. ZIEL 46
4.2. ANTWORT 46
4.2.1. Übersicht über Stromquellen 46
4.2.2. Konformität der Funktion „RIS-EAS-Rückführung“ 48
4.2.2.1 Überprüfung der Funktion „RIS-EAS-Rückführung“ 49
4.2.2.2 Erörterung der Ergebnisse der Überprüfung im Rahmen der Ständigen Arbeitsgruppe für Unfalluntersuchungen des 4. RP 900 50
4.2.2.3 Schlussfolgerung 52
4.2.3. Aktionsplan zur Belüftung (PAV) 53
4.2.4. Ergänzende Systemüberprüfungen 55
4.3. FAZIT 57

4. KONFORMITÄTSPRÜFUNGEN DER SYSTEME

4.1. ZIEL

Im Anschluss an die Sitzung der Ständigen Gruppe für Leitlinien (GPO) zum 4. RP 900 hat die ASN den Antrag CONF Nr. 4 bezüglich des Programms zur Überprüfung der Basissysteme formuliert.

> Ziel ist es, die wichtigsten sicherheitsrelevanten Systeme zu identifizieren, deren Auslegungsstudien seit der Inbetriebnahme der Anlagen nicht überprüft wurden, bei denen die Betriebserfahrungen ungünstig sind oder bei denen ein Ausfall das Risiko einer Kernschmelze im Falle eines Unfalls erheblich erhöhen würde, und ein Programm zur Überprüfung dieser Systeme durchzuführen, um deren Konformität zu überprüfen.

4.2. ANTWORT

Der Prozess der regelmäßigen Überprüfung veranlasst EDF dazu, alle 10 Jahre die Sicherheit seiner Anlagen neu zu bewerten und somit die Konstruktionsunterlagen im Hinblick auf die ausgewählten Analysethemen erneut zu prüfen. Dieser Ansatz stützt sich auf nationale und internationale Erfahrungen aus Ereignissen.

So basiert die ursprüngliche Auslegung der Reaktoren auf einem Ansatz zur Dimensionierung von Sicherheitssystemen für Stör- und Unfallsituationen im Reaktorkessel, der schrittweise auf den ergänzenden Bereich und anschließend auf Unfälle mit Kernschmelze sowie auf aggressive Einflüsse ausgeweitet wurde. Dies führte zu einer Überprüfung der Auslegungsstudien der Systeme, um deren Übereinstimmung mit den im Sicherheitsnachweis berücksichtigten Daten und Annahmen sicherzustellen (z. B. regelmäßige Prüfungen der Lüftungssysteme und der dazugehörige Aktionsplan).

Darüber hinaus wurde im Rahmen der Weiterführung des Betriebs nach 40 Jahren ein Programm zur Überprüfung der Eignung nach 40 Jahren eingeleitet, um die Gültigkeit der ursprünglichen Auslegungsstudien im Hinblick auf die Alterung sicherzustellen (siehe Teil III – Abschnitt 2).

Für die Analyse der Betriebserfahrungen (REX) an den Systemen stützt sich EDF auf mehrere Informationsquellen, nämlich:

- die Konstruktions-ESS, die auf Konformitätsabweichungen oder Konstruktionsanomalien hinweisen;
- die Zuverlässigkeitsdaten der Ausrüstung;
- Die Trendanalyse mit probabilistischen Werkzeugen („*Vorläufer*“-Ansatz mit den probabilistischen Sicherheitsstudien), die die deterministische Ereignisanalyse ergänzt.

EDF hat eine Methode zur Identifizierung der Systeme entwickelt, die im Rahmen der Beantwortung einer von der ASN während des GPO formulierten Anfrage überprüft werden müssen. Die daraus resultierende Liste umfasst die Systeme im Zusammenhang mit der Kühlung und dem Schutz des Reaktorkerns, ergänzt um wichtige unterstützende Funktionen (siehe § 4.2.4).

Diese Liste ergänzt die bereits durchgeführten und in den 4. RP 900 integrierten Überprüfungen und Maßnahmen:

- Überprüfung der Systeme im Zusammenhang mit den Stromquellen;
- Konformitätsprüfung der RIS-EAS-Umwälzfunktion;
- Maßnahmenplan „Belüftung“.

4.2.1. Überprüfung der Stromquellen

Allgemeiner Teil „Lager“

Nach mehreren Störungen an Anlagen der Stromversorgungssysteme wurde 2017 ergänzend zur im Juni 2016 durchgeführten Betriebsüberprüfung eine Konstruktionsüberprüfung organisiert. Im Jahr 2018 fand im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung eine spezifische Überprüfung der CPY-Stufe statt.

Diese Überprüfungen betrafen die Anlagen (Notstromaggregat GeUS, Notstromturbogenerator LLS, Haupt-Diesel-Notstromaggregate LHP/Q, externe Stromquellen) sowie die Auslegungsmethoden (Berechnung der Zuverlässigkeitsdaten, Wiederherstellung der probabilistischen Sicherheitsmargen usw.). Sie wurden entlang dreier Schwerpunkte durchgeführt:

- Überprüfung der Konformität mit dem Referenzrahmen, einschließlich einer Prognose unter Berücksichtigung neuer Anlagen, die aufgrund der Erfahrungen nach dem Unfall von Fukushima installiert wurden;
- Gemeinsame Analyse der Betriebserfahrungen zwischen der DPN und der Konstruktionsabteilung, um mögliche Ursachen auf der Ebene der Konstruktion zu ermitteln;
- Probabilistische Analyse zur Identifizierung sensibler Anlagenkomponenten, Schwachstellen und Verbesserungspotenziale.

Zu den im Rahmen dieser Überprüfungen beschlossenen Maßnahmen gehören insbesondere folgende, die den CPY-Block betreffen:

- Aufstockung der Bestände an Ersatz-Hilfstransformatoren, die in den Kernkraftwerken eingesetzt werden können;
- Sanierung bestimmter unterirdischer Verbindungen zwischen der RTE-Umspannstation und dem Hilfstransformator;
- Verschärfung der Anforderungen an die technische Qualifikation der Lieferanten und Wartungsdienstleister für Transformatoren;
- Bessere Berücksichtigung der Lüftung als Stützsystem für die Stromquellen in den Studien;
- Detailliertere Modellierung bestimmter Aufgaben in den Modellen zur Unterstützung der probabilistischen Sicherheitsanalysen.

Ergänzend dazu wird die Änderung PNPP1955, die darauf abzielt, die Rückführung von warmer Luft an den Luftkühlern bestimmter Dieselmotoren zu verhindern, auf der CPY-Stufe umgesetzt (mit Ausnahme der Reaktoren des Kraftwerks Cruas).

Zu den im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung eingeleiteten Änderungen gehört der Austausch des LLS-Not-Turbogenerators durch den Not-Dieselgenerator (DUS) (PNPE1152), der an jedem Reaktor im Rahmen der aus den Erfahrungen nach Fukushima resultierenden Änderungen installiert wurde, sowie die Absicherung des DUS durch den DUS des benachbarten Blocks (PNPE1166) zur Stärkung der Zuverlässigkeit der Stromquellen bei.

Im Übrigen wurden hinsichtlich der Hauptdieselmotoren die Konstruktionsanforderungen anhand der Unterlagen zu den Sicherheitsanforderungen, der Leistungsbilanz der Dieselmotoren, der Vorschriften für regelmäßige Prüfungen des LHP/LHQ-Systems, der Qualifizierungsbilanz und des Dossiers zur Eignung für den weiteren Betrieb überprüft. Die Prüfung dieser Unterlagen zeigt, dass diese Anforderungen erfüllt sind.

Insbesondere weist die Leistungsbilanz der Dieselmotoren eine streng positive Sicherheitsmarge auf.

Um einerseits die im Rahmen der vierten regelmäßigen Überprüfung hinzugefügten neuen Verbraucher zu berücksichtigen und andererseits die Sicherheitsmargen der Leistungsbilanz der Dieselmotoren bei Hitzewellen und insbesondere bei einer Hitzewelle in Verbindung mit einem erschwerenden Umstand (Ausfall eines Dieselmotors) im MDTE-Zustand zu erhöhen, führt EDF drei Änderungen durch:

- keine Entlastung der REA-Wasserpumpen und der durch den Diesel versorgten Heizungen des Druckhalters (PNPE1167 Band A),
- keine Umschaltung der ASG-Motorpumpe, wenn die RRA-Pumpe in Betrieb ist (PNPE1167 Band B),
- den Austausch der Motoren der Lüfter der Luftkühler der Dieselmotoren LHP und LHQ (PNRL1823).

In Anwendung der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [CONF-D] gewährleistet EDF mit einem hohen Maß an Zuverlässigkeit die Stromversorgung aller von jedem Notstromaggregat versorgten Anlagen in allen Situationen des Sicherheitsnachweises. In diesem Zusammenhang weist die Leistungsbilanz jedes Notstromaggregats eine Reserve von mindestens 5 % auf.

Um schließlich die Verlegung neuer Steuer- und Kontrollkabel im Zusammenhang mit den baulichen Änderungen des 4. RP 900 zu ermöglichen, verdichtet EDF bestimmte Kabeltrassen (z. B. durch die Schaffung neuer Verkabelungsachsen mit neuen Kabelkanälen und den dazugehörigen Durchführungen) und errichtet im Rahmen der Projekte PNPE1131 und PNPP1950 einen Doppelboden im hinteren Gang des Kontrollraums sowie in bestimmten Räumen des Elektroraums. Diese Änderungen sind Voraussetzungen für bestimmte Änderungen im Rahmen der periodischen Überprüfung.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais weist im Hinblick auf den Stillstandszustand keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands

des Blocks Die Änderungen:

- PNPP1950 „Einbau eines Doppelbodens in den Schaltanlagenräumen“,
- PNPP1955 „Verbesserung der Kühlung der Dieselmotoren“,
- PNPE1152 „Ersatz der Stromversorgung durch den Notstromturbogenerator durch eine Versorgung über den Notstromdiesel“,
- PNPE1167 Band A „Überlastung der CPY-Blockdiesel – Keine Lastabwurfregelung für die REA-Wasserpumpen und bestimmte, vom Diesel versorgte Notstromheizungen des Druckhalters“,
- PNPE1167 Band B „Auslastung der CPY-Block-Dieselmotoren – ASG-Sperre“,
- PNRL1823 „Austausch der LHP- und LHQ-Luftkühlventilatoren“,

wurden im Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Le Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPE1131 „Verdichtung der elektrischen Architektur der Steuer-und der Leistungsversorgung“ wurde im Block 3 des Kernkraftwerks Blayais hinsichtlich der Anforderungen der Phase A der Änderungen des 4. RP 900 vollständig umgesetzt und wird im Block 3 des Kernkraftwerks Blayais spätestens im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4. RP 900 hinsichtlich der seismischen Anforderungen umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

4.2.2. Konformität der Funktion „RIS-EAS-Rückführung“

Allgemeiner Teil – Lagerung

Im Falle eines Bruchs im Primärkreislauf, der nicht durch das volumetrische und chemische Kontrollsystem (RCV-System) ausgeglichen werden kann, ist es zur Sicherstellung der Kühlung des Reaktorkerns erforderlich, borhaltiges Wasser einzuspeisen, um den Wasserverlust am Bruch auszugleichen. Diese Sicherheitsfunktion wird durch das Sicherheitsinjektionssystem RIS gewährleistet. Um zudem den Druck im Reaktorgebäude zu senken, kann es je nach Ausmaß des Lecks im Primärkreislauf erforderlich sein, zusätzlich das Sprühsystem für den Reaktorbehälter (EAS-System) einzusetzen.

Das für den Betrieb der RIS- und EAS-Systeme erforderliche borhaltige Wasser wird zunächst aus dem Sammelbehälter des Aufbereitungs- und Kühlkreislaufs der Lagerbecken (PTR-System) entnommen. Sobald dieser Behälter seinen Mindestfüllstand erreicht hat, schalten die RIS- und EAS-Systeme automatisch in den „Rezirkulationsmodus“ um und saugen das in den Sammelbecken am Boden des Reaktorgebäudes gesammelte Wasser an. Diese Betriebsweise der RIS- und EAS-Systeme, im Folgenden als „RIS-EAS-Rezirkulationsfunktion“ bezeichnet, wird langfristig zur Ableitung der Restleistung aus dem Reaktorkern genutzt.

4.2.2.1 Überprüfung der Funktion „RIS-EAS-Rezirkulation“

Im Jahr 2009 führte EDF eine Überprüfung der Funktion „*RIS-EAS-Rezirkulation*“ durch, mit dem Ziel, die Zuverlässigkeit dieser Funktion in Unfallsituationen, in denen sie erforderlich ist, nachzuweisen und zu begründen. Die Ergebnisse dieser Überprüfung wurden der ASN Anfang 2010 übermittelt. Die vorgelegten Analysen stellten nach Ansicht der ASN einen Fortschritt beim Nachweis der Zuverlässigkeit dieser Funktion dar.

Anschließend übermittelte EDF der ASN ein detailliertes Arbeitsprogramm, in dem die Hauptschwerpunkte einer zweiten technischen Konformitätsprüfung der Funktion „RIS-EAS-Rückführung“ dargelegt wurden, die Ende 2016 stattfand und deren Schlussfolgerungen bezüglich der CPY-Stufe in diesem Kapitel vorgestellt werden.

❖ **Ziel der Überprüfung**

Ziel ist es, die Konformität der Funktion „RIS-EAS-Rückführung“ des CPY-Lagers im Rahmen des 4 RP 900 nachzuweisen, wobei insbesondere folgende Themenbereiche analysiert werden:

- Thema 1: Verstopfung und Begriff „Quelle von Ablagerungen“ (TSD).
- Thema 2: Vorhandensein von Lufttaschen in den RIS- und EAS-Rohrleitungen sowie Analyse des Kavitationsrisikos der RIS- und EAS-Pumpen.
- Thema 3: Ergänzende Überprüfung der Funktion „RIS-EAS-Rückführung“ hinsichtlich der Konformität, insbesondere unter Einbeziehung von Analysen zu den die Funktion „RIS-EAS-Rückführung“ unterstützenden Funktionen, zu den Betriebserfahrungen, zu möglichen Abweichungen im Entwurf und zur Vollständigkeit der regelmäßigen Prüfungen.

❖ **Ergebnisse der Überprüfung**

Alle im Rahmen dieser Überprüfung durchgeführten Analysen kamen zu dem Ergebnis, dass die Funktion „RIS-EAS-*Rückführung*“ auf der CPY-Stufe.

Insbesondere:

- Die eingehenden Analysen zum Thema „*Verstopfung der* Sumpf-Filter“ ermöglichen es, mit sehr hoher Sicherheit nachzuweisen, dass kein Verstopfungsrisiko besteht und die Sumpf-Filter wirksam sind.
- Eine umfassende Bilanz, die auf der Grundlage konservativer Annahmen erstellt wurde, hat es ermöglicht, mit sehr hoher Sicherheit zu dem Schluss zu kommen, dass kein Risiko eines Funktionsausfalls der „RIS-EAS-Rückführung“ durch Kavitation oder durch den Durchfluss von Restluft in den RIS- und EAS-Pumpen besteht.
- Hinsichtlich der ergänzenden Überprüfungen zum Thema Konformität sind folgende Punkte zu beachten:
  - Der Nachweis der Vollständigkeit des Programms für regelmäßige Prüfungen der RIS- und EAS-Systeme, die an der Funktion „RIS-EAS-Rückführung“ beteiligt sind, wurde erbracht;
  - EDF hat sich bemüht, die an der Funktion „RIS-EAS-Rückführung“ beteiligten Systeme und unterstützenden Anlagen der ersten Ebene umfassend zu identifizieren und deren Konformität hinsichtlich der Sicherheitsanforderungen sowie ihrer Überwachung im Betrieb nachzuweisen;

- Auf der Grundlage der vollständigen Liste der identifizierten Ausrüstungen ermöglichte eine Analyse aller Erfahrungsberichte, die die Funktion „RIS-EAS-Rückführung“ direkt oder indirekt beeinflussen könnten, ergab, dass keine latenten Abweichungen vorliegen. Darüber hinaus wurde eine Bestandsaufnahme der Abweichungen im Zusammenhang mit der Funktion „*RIS-EAS*-Rückführung“ durchgeführt, einschließlich einer Analyse der Folgen einer Kumulierung von Abweichungen, und es ergab sich keine Notwendigkeit, die Bearbeitung der derzeit in Beseitigung befindlichen Abweichungen zu beschleunigen;
- Alle Ereignisse, einschließlich solcher, die auf ein organisatorisches Versagen oder menschliches Versagen zurückzuführen sind, wurden im Rahmen dieser Überprüfung analysiert. Zu diesem letzten Punkt ist anzumerken, dass organisatorische und menschliche Faktoren in den meisten Fällen – sofern sie sinnvoll und konsequent eingesetzt werden – positive Auswirkungen auf die Anlage haben. Dies gilt insbesondere für Maßnahmen zur Zuverlässigkeitssteigerung oder auch für Risikoanalysen, die zur Sicherheit der Arbeiten beitragen;
- Schließlich haben die durchgeführten Analysen keinen Bedarf an ergänzenden Maßnahmen im Rahmen des 4. RP 900 hinsichtlich der Blockkonformitätsprüfung (ECOT), des ergänzenden Untersuchungsprogramms (PIC) oder der Zehnjahresprüfungen (ED) ergeben.

4.2.2.2 Prüfung der Ergebnisse der Überprüfung im Rahmen der Ständigen Arbeitsgruppe für Unfallstudien des 4. RP 900

Die Schlussfolgerungen der Überprüfung der beiden Themen – die Verstopfung der Sumpf-Filter sowie das Risiko eines Verlusts der Rückführung durch Kavitation in den RIS- und EAS-Pumpen – waren Gegenstand einer Erörterung im Rahmen der Ständigen Arbeitsgruppe für Unfallstudien des 4. RP 900. Im Anschluss an diese Prüfung hat sich EDF verpflichtet, zusätzliche Begründungsunterlagen vorzulegen, indem ein Aktionsplan erstellt wird, der insbesondere darauf abzielt:

- die Begründung der in den Unterlagen zugrunde gelegten Untersuchungsannahmen zu vertiefen,
- die verschiedenen Sicherheitsmargen des Antrags aufzuzeigen,
- die Sicherheitsmarge hinsichtlich des für die Ansaugung der ISBP- und EAS-Pumpen erforderlichen Mindestdrucks (NPSH) zu konsolidieren,
- die ausreichende Kühlleistung der Brennelemente nachzuweisen.

Die ASN hat EDF darauf hingewiesen, dass angesichts der Komplexität der Phänomene, des Stands der internationalen Praxis und der Ungewissheit der Schlussfolgerungen, die aus den von EDF eingeleiteten Maßnahmen gezogen werden könnten, wesentliche Änderungen angestrebt und geprüft werden müssen, um die Risiken einer Fehlfunktion der Rückführfunktion deutlich zu verringern. EDF antwortete unter Berücksichtigung der beiden folgenden Aspekte:

- Verbesserung des physikalischen Verständnisses der Phänomene:
  - Der Begriff „Schmutzquelle vor den Filtern“ (TSD), der im 4. RP 900 für die Qualifizierung der Filter zu berücksichtigen ist, wurde aktualisiert, wobei bei mehreren Posten erhebliche Sicherheitsmargen berücksichtigt wurden, sowohl hinsichtlich der Menge an faserförmigem Schmutz als auch hinsichtlich der Gesamtmenge an Partikelschmutz;
  - Die NPSH-Sicherheitsmarge der ISBP- und EAS-Pumpen auf der CPY-Stufe ist sehr groß. Die von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassene Vorschrift [CONF-C-IV] betrifft ausschließlich die Reaktoren des Kraftwerks Bugey;
  - Was die Fähigkeit zur Kühlung der Brennelemente im Rücklauf nach einem APRP betrifft, weisen die Ende 2020 verfügbaren Ergebnisse der Vollversuche erhebliche Spielräume gegenüber dem Kriterium auf, wenn keine Wärmeisolierung vom Typ Microtherm® im nachgeschalteten TSD vorhanden ist und die Menge der Wärmeisolierung vom Typ PROTECT1000S begrenzt ist;

- Die Filter- und Brennstoffversuche zeigen keine signifikante chemische Wirkung, wenn keine Wärmeisolierung vom Typ Microtherm® vorhanden ist und die Menge der Wärmeisolierung vom Typ PROTECT1000S begrenzt ist.

- Nach Abschluss dieser Analysen wurden die folgenden Änderungen beschlossen, um die Annahmen der Studien und Versuche zu gewährleisten: EDF schließt den Austausch der mikroporösen Wärmedämmung vom Typ „Microtherm®“ im Reaktorgebäude (PNRL1946) ab. EDF ersetzt die Faserisolierung vom Typ „Protect 1000S“ in allen Hilfsleitungen des Reaktorgebäudes mit einem Durchmesser von mehr als 50 mm (PNRL1947). EDF überprüft, ob die Temperaturbedingungen mit dem Betrieb der für die Sicherheit der Anlage erforderlichen Ausrüstung im Normalbetrieb, bei Störfällen oder Unfällen vereinbar bleiben, und führt gegebenenfalls erforderliche Änderungen durch. Diese Änderung und diese Überprüfungen entsprechen der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [CONF-C-III].

- Ergänzend dazu wurden im Rahmen eines Risikominderungsansatzes folgende Änderungen beschlossen:

  - EDF bringt Sicherheitsringe an den Isolierungen der Rohrleitungen an, die die Sicherheitsinjektionsspeicher mit dem Hauptkreislauf verbinden, sowie an der Expansionsleitung des Druckhalters (PNRL1954). Diese Änderung entspricht der von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [CONF-C-I].

  - EDF ersetzt die an den Primärrohrleitungen und den Primärböden der Dampferzeuger installierten Faserisolierungen, die im Falle eines Bruchs am Fuß des Dampferzeugers Fasern freisetzen könnten (PNPE1342). EDF überprüft, ob die Temperaturbedingungen mit dem Betrieb der für die Sicherheit der Anlage unter Normal-, Stör- oder Unfallbedingungen erforderlichen Ausrüstung vereinbar bleiben, und führt gegebenenfalls die erforderlichen Änderungen durch. Diese Änderung und diese Überprüfungen entsprechen der von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [CONF-C-II].

In Anwendung der von der ASN unter Berücksichtigung der Ergebnisse der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [CONF-C-V] hat EDF seinen Nachweis der Zuverlässigkeit der Wasserrückführungsfunktion am Boden des Reaktorgebäudes nach einem Unfall mit Verlust des Primärkühlmittels aktualisiert. Diese Aktualisierung berücksichtigt die Erkenntnisse aus Filtrationstests, die unter Bedingungen durchgeführt wurden, die für die Anlagen und die Unfallsituation repräsentativ sind.

4.2.2.3 Fazit

Die im Rahmen der Funktionsüberprüfung „*RIS-EAS*-Umwälzung“ und der Folgemaßnahmen der GPO 4. RP 900 am CPY-Block durchgeführten Arbeiten haben es ermöglicht, mit sehr hoher Sicherheit das Vorhandensein von Sicherheitsmargen sowie die ordnungsgemäße Funktion der Systeme und Ausrüstungen nachzuweisen, die direkt und indirekt an dieser Funktion beteiligt sind.

Ergänzend dazu und als Reaktion auf die von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschriften:

- hat EDF seinen Nachweis der Zuverlässigkeit der Wasserrückführungsfunktion am Boden des Reaktorgebäudes nach einem Unfall mit Verlust des Primärkühlmittels aktualisiert. Diese Aktualisierung berücksichtigt die Erkenntnisse aus Filtrationstests, die unter Bedingungen durchgeführt wurden, die für die Anlagen und die Unfallsituation repräsentativ sind.
- EDF führt Änderungen durch, um die Annahmen im Zusammenhang mit den Konformitätsstudien zur Umwälzfunktion zu gewährleisten (vollständige Entfernung der Microtherm®-Wärmedämmung und Begrenzung der Menge an Protect1000S-Wärmedämmung).

Darüber hinaus ersetzt EDF im Rahmen von Risikominderungsmaßnahmen die Faserisolierungen am Fuß der Dampferzeuger durch Metallisolierungen (RMI) und bringt Sicherheitsumreifungen an den Isolierungen bestimmter Rohrleitungen an.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais weist hinsichtlich des Stillstandszustands keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks Die Änderungen:

- PNRL1946 „Austausch der mikroporösen Wärmedämmungen vom Typ ‚Microtherm®'",
- PNRL1954 „Anbringung von Sicherheitsumreifungen an den Wärmedämmungen der Rohrleitungen, die die Sicherheitsinjektionsspeicher mit dem Hauptkreislauf verbinden, sowie an der Expansionsleitung des Druckhalters",

wurden am Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNRL1947 „Austausch der Faserisolierungen vom Typ ‚Protect 1000S'" wird im Block 3 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration spätestens unter Einhaltung der Fristen [CONF-C-III] vorgesehen ist.

Die Änderung PNPE1342 „Austausch der Faserisolierungen durch Metallisolierungen (RMI) am Fuß des Dampferzeugers" wird im Block 3 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen eines spezifischen Zeitplans umgesetzt, wobei die Integration spätestens im Dezember 2027 unter Einhaltung der Fristen [CONF-C-II-2] vorgesehen ist.

4.2.3. Aktionsplan zur Belüftung (PAV)

Allgemeiner Teil – Lagerbereich

❖ **Hintergrund**

Im Dezember 2007 stellte die ASN im Anschluss an den GP REX 2003–2005 folgende Anforderung:

„Um sicherzustellen, dass die für die dynamische Eindämmung und die Klimatisierung der Räume, in denen EIPS gelagert werden, erforderlichen Lüftungsdurchsätze eingehalten werden, fordert die ASN Sie auf, einen neuen ‚Nullpunkt' festzulegen, indem Sie so bald wie möglich für alle in Betrieb befindlichen Reaktoren Folgendes planen:

- *Kontrollkampagnen zur Überprüfung der Position und Verriegelung der Ausgleichsklappen der Lüftungsnetze;*
- *Messkampagnen der Lüftungsdurchsätze, ähnlich wie sie 2005 an den beiden Reaktoren des Kernkraftwerks Chooz durchgeführt wurden."*

EDF hat einen Lüftungsaktionsplan (PAV) für alle Betriebsstufen umgesetzt, dessen Ziele die Durchführung einer Diagnose, einer Instandsetzung und einer Einstellung der Lüftungssysteme sind, deren Durchfluss in den Sicherheitsstudien „Grands Chauds", „Grand Froid" oder „Explosion Interne" berücksichtigt wird und der nicht bereits durch eine regelmäßige RGE-IX-Prüfung kontrolliert wird.

Im Anschluss an die Orientierungssitzung zum 4. RP 900 erfolgt die Umsetzung des PAV für die Baureihe CPY im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung.

Ziel ist es, die Konformität der Lüftungssysteme hinsichtlich ihrer Leistung mit den Anforderungen der Referenzdokumente „Grands Chauds", „Grand Froid" und „Explosion Interne" zu gewährleisten, ohne dass es zu einer Verschlechterung hinsichtlich des dynamischen Containments kommt.

❖ Methodik

Das Hauptziel besteht darin, die tatsächliche Leistung der Lüftungssysteme zu charakterisieren und sie mit den im Rahmen der Studien zu „Grands Chauds“, „Grand Froid“ und „Explosion Interne“ berechneten sicherheitsrelevanten Durchflussmengen zu vergleichen. Der für die Leistungsprüfungen herangezogene Wert des Lüftungsvolumenstroms berücksichtigt die erforderlichen Volumenströme für die Lüftungssysteme, mit denen die Anforderungen des Sicherheitsnachweises für die Störfälle „Grands Chauds“, „Grand Froid“ und „Explosion Interne“ erfüllt werden können.

Das Vorgehen bei den Studien zur Überprüfung der Leistung der Lüftungssysteme gliedert sich in vier Phasen:

- Festlegung der für die Sicherheit erforderlichen Volumenströme,
- Durchführung der Leistungsprüfungen an einem Pilotblock,
- Analyse der sich daraus ergebenden Entwicklungen durch Vergleich der gemessenen Durchflussmengen mit den erforderlichen Sicherheitsdurchflussmengen,
- flächendeckende Umsetzung der Anpassungen der betroffenen Systeme an die neuen Sicherheitsanforderungen im gesamten Kraftwerkspark.

❖ Ergebnisse der Untersuchungen

<u>Festlegung der erforderlichen Sicherheitsdurchflussmengen</u>

Nach der Analyse der Sicherheitsanforderungen an die Lüftungssysteme ergeben sich als erforderliche Sicherheitsdurchflussmengen die ungünstigsten Werte, die sich entweder aus den thermischen Modellen für hohe Temperaturen, den thermischen Modellen für niedrige Temperaturen oder aus den Untersuchungen zur internen Explosion ergeben. Nach Abschluss dieser ersten Phase liegen EDF die erforderlichen Durchflussmengen und die Betriebsbedingungen der entsprechenden Lüftungsanlagen vor.

<u>Leistungsprüfungen am Pilotblock</u>

Die Leistungsprüfungen der Lüftungsanlagen werden an einem Pilotblock durchgeführt. Im Rahmen des 4. RP 900 wurden diese Prüfungen am Blockpaar 1/2 des Kernkraftwerks Blayais für die CPY-Generation durchgeführt, ergänzt um standortspezifische Anforderungen für die Kernkraftwerke Gravelines, Cruas, Dampierre und Chinon.

Die Prüfungen werden in zwei Losen durchgeführt:

- Los 1: Sichtprüfung der mechanischen Komponenten, Reinigung und Instandsetzung der Lüftungssysteme;
- Los 2: Einstellungen, so nah wie möglich an den Nennvolumenströmen, mit den verfügbaren Komponenten.

An den Lüftungssystemen des Kernkraftwerksbereichs und des konventionellen Bereichs, für die Anforderungen hinsichtlich der Referenzszenarien „Grands Chauds“, „Grand Froid“ und „Explosion Interne“ gelten, wurden Durchflussmessungen durchgeführt.

<u>Vergleich zwischen gemessenen und geforderten Durchflussmengen</u>

Es wurde ein Vergleich zwischen den geforderten und den gemessenen Durchflussmengen durchgeführt. Dieser letzte Schritt ermöglichte die Einstellung aller Systeme, für die Anforderungen hinsichtlich der Referenzszenarien „Große Hitze“, „Große Kälte“ und „Interne Explosion“ bestehen.

❖ Abschluss des PAV

Jedes der betroffenen Systeme durchläuft eine Diagnosephase, die gegebenenfalls zu Reinigungs- oder Instandsetzungsmaßnahmen zur Leistungsoptimierung führen kann, gefolgt von einer Phase der Neujustierung der Lüftungsnetze, sofern dies bei allen Systemen erforderlich ist, für die Anforderungen gemäß den Referenzrahmen „Große Hitze“, „Große Kälte“ und „Interne Explosion“ gelten. Die Aufrechterhaltung der mit den Sicherheitsanforderungen verbundenen Einstellungen wird anschließend durch die Einführung spezifischer Betriebsvorschriften gewährleistet.

Spezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais weist hinsichtlich des Stillstandszustands keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Diagnose-, Instandsetzungs- und Einstellarbeiten wurden von 2022 bis 2024 am Block 3 des Kernkraftwerks Blayais durchgeführt.

Im Anschluss an die Diagnosen wurden Reinigungsmaßnahmen, der Austausch bestimmter Komponenten (Heizregister, Regelklappen, Rückschlagventile …) sowie die Wiederherstellung der Dichtheit an Elementen, die zur statischen Eindämmung beitragen (Türdichtungen, Unversehrtheit der Kabeldurchführungen, …) die Leistung so optimiert, dass bei der Einstellung die neuen Anforderungen der Referenzsysteme „Grands Chauds“, „Grand Froid“ und „Explosion Interne“ erfüllt wurden.

Die Nachhaltigkeit dieser Einstellungen wird durch die Umsetzung eines Programms gewährleistet, das sich auf vier Hebel stützt: Dokumentation, materielle Vorkehrungen, Organisation des Kernkraftwerks sowie die Betriebskultur im Bereich der Lüftung, mit der die entsprechenden Kompetenzen verbunden sind.

4.2.4. Ergänzende Systemüberprüfungen

Allgemeiner Teil „Lager“

❖ **Hintergrund**

Die ursprüngliche Auslegung der Reaktoren basiert auf einem Ansatz zur Dimensionierung von Schutzsystemen für Stör- und Unfallsituationen im Kessel (Auslegungsunfälle der Kategorien 1 bis 4), der schrittweise auf den ergänzenden Bereich und anschließend auf Unfälle mit Kernschmelze sowie auf aggressive Einflüsse ausgeweitet wurde. Dies veranlasste EDF dazu, die Auslegungsstudien der Systeme erneut zu überprüfen, um deren Übereinstimmung mit den im Sicherheitsnachweis berücksichtigten Daten und Annahmen sicherzustellen.

EDF hat daher ein ergänzendes Verfahren zur Auswahl der zu überprüfenden Elementarsysteme definiert. Dieses Verfahren legt den Schwerpunkt auf eine pragmatische Sicherheitsbetrachtung und wurde anhand von drei Analysebereichen durchgeführt:

- Die Identifizierung der Systeme, die im Hinblick auf das Risiko einer Kernschmelze von Bedeutung sind.
- Die Konstruktionsstudien, die seit der Inbetriebnahme der Kernkraftwerke nicht mehr überprüft wurden.
- Systeme, bei denen die Erfahrungsauswertung ungünstig ausfällt.

Die im Rahmen des ersten Analysebereichs ausgewählten Systeme sind diejenigen, die direkt zur Notkühlung des Reaktorkerns beitragen, nämlich die RIS-, EAS- und ASG-Kreise. Dieser Umfang wurde um die Systeme ergänzt, die zur Kühlung des stillgelegten Reaktors und zur Zwischenkühlung beitragen, nämlich die Systeme RRA und RRI, sowie um das PTR-System aufgrund seines Beitrags zur Kühlung des Brennelementbeckens.

Die beiden anderen Analysebereiche haben die Systeme im Zusammenhang mit den Stromquellen und der Belüftung herausgearbeitet, wobei insbesondere die Zuverlässigkeitsdaten der Ausrüstung, die ESS-Entwürfe und der *„Vorläufer“-Ansatz* der EPS berücksichtigt wurden.

❖ **Ziele**

Die Ziele dieser Überprüfungen bestehen darin, Folgendes zu überprüfen:

- die Angemessenheit der funktionalen Sicherheitsanforderungen, die sich aus dem Sicherheitsnachweis des 4. RP 900 ergeben, im Vergleich zu ihrer Umsetzung in Kapitel IX der Allgemeinen Betriebsvorschriften (RGE),
- die Übereinstimmung der in der Sicherheitsnachweisführung des 4. RP 900 definierten Auslegungsanforderungen mit den in der EIPS-Liste festgelegten Anforderungen:
  - mechanische und elektrische Klassifizierung,
  - elektrische Notstromversorgung,
  - Erdbebensicherheit,
  - Qualifizierung für den Betriebszustand unter verschlechterten Bedingungen und für den Fall einer Unfallbelastung mit Kernschmelze.

Zu diesem Zweck wird zunächst eine Bestandsaufnahme der funktionalen Sicherheitsanforderungen und der definierten Auslegungsanforderungen aus dem für den Serienblock von Tricastin 1 geltenden Sicherheitsnachweis durchgeführt. In einem zweiten Schritt wird die Übereinstimmung zwischen diesen Anforderungen und ihrer Umsetzung in Kapitel IX der Allgemeinen Betriebsvorschriften (RGE) sowie in der Liste der als IPS klassifizierten Ausrüstungen überprüft.

❖ **Antwort**

Alle im Rahmen dieser Überprüfungen durchgeführten Analysen führten zu folgendem Ergebnis:

- Die Übereinstimmung des Programms für regelmäßige Prüfungen mit den funktionalen Sicherheitsanforderungen der im Status „4. RP“ überprüften Systeme;
- Die Übereinstimmung der festgelegten Konstruktionsanforderungen mit den in der EIPS-Liste des 4. RP 900 aufgeführten Anforderungen.

Diese Analysen haben EDF dazu veranlasst, folgende Maßnahmen durchzuführen:

- Aktualisierung des Sicherheitsberichts (RDS), um die festgelegten Leistungs- oder Auslegungsanforderungen für die überarbeiteten Systeme genauer zu beschreiben;
- Angleichung der Allgemeinen Betriebsvorschriften (RGE) an die festgelegten Anforderungen für die überarbeiteten Systeme. Insbesondere hat EDF die Unfallverfahren H4/U3 aktualisiert, um die Einhaltung bestimmter Klassengrenzwerte sicherzustellen. Die Analysen führen zudem zu einer Änderung der mit dem PTR-System verbundenen RGE, um die auf der BR-Seite eingeleiteten Entleerungen des Brennelement-Lagerbeckens mit der dazugehörigen Gegenmaßnahme „Änderung der Steuerung des Ventils des Transferrohrs zum Schließen bei Durchfluss“ (PNRL1895) zu berücksichtigen;
- Ergänzende Begründungen zu bestimmten Klassengrenzwerten zwischen seismischen und nicht-seismischen Abschnitten der Kreisläufe, gegebenenfalls begleitet von Vor-Ort-Überprüfungen der Konformität dieser Schnittstellen mit den für das 4. RP 900 geltenden Auslegungsanforderungen. Insbesondere wurde eine Erweiterung der seismischen und mechanischen Klassifizierung der Natronlauge-Umwälzleitung vorgenommen. Die Leitungen und Anlagen wurden in ihrem aktuellen Zustand als erdbebensicher validiert. Es wurde eine Maßnahme umgesetzt, die darin besteht, die Anzugsmomente an den Flanschen und Verankerungen der Sodumwälzpumpe gemäß dem Berechnungsnachweis zur Überprüfung ihrer Integrität zu kontrollieren (PNRL1933).
- Aktualisierung des Programms für regelmäßige Prüfungen der Notstromaggregate, um die Repräsentativität des Kriteriums bezüglich der maximalen Statorstromstärke zu verbessern.

❖ **Fazit**

Die im Rahmen der Konformitätsprüfungen als Reaktion auf die Anforderung CONF Nr. 4 durchgeführten Arbeiten ermöglichen die Erstellung eines Konstruktionsreferenzrahmens, der den im 4. RP 900 definierten Anforderungen entspricht.

Diese Arbeiten ermöglichten es für die Systeme in seinem Geltungsbereich:

- die Übereinstimmung des Programms für regelmäßige Prüfungen mit den funktionalen Sicherheitsanforderungen des Referenzrahmens des 4. RP 900 zu überprüfen,
- die Konformität der definierten Anforderungen der EIPS der Stufe CPY mit dem Referenzrahmen des 4. RP 900 zu überprüfen,
- gegebenenfalls Weiterentwicklungen des Referenzrahmens der im 4. RP 900 definierten Anforderungen vorzuschlagen und dabei die zugehörigen Allgemeinen Betriebsvorschriften in Einklang zu bringen.

Blockspezifischer Teil 3 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais weist keine Besonderheiten hinsichtlich der „Palier"-Stufe auf.

Zusammenfassung des Zustands

des Blocks Die Änderungen:

- PNRL1895 „Verbesserung der Zuverlässigkeit der Steuerung des Ventils des Transferrohrs für das Schließen bei Durchfluss",
- PNRL1933 „Erdbebensicherung der Natronlauge-Mischleitung",

wurden am Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

4.3. FAZIT

Ergänzend zu den bereits im Rahmen des 4. RP 900 durchgeführten Überprüfungen (Stromquellen, RIS-EAS-Rezirkulationsfunktion, Lüftungsaktionsplan) hat EDF eine Methode zur Identifizierung der wichtigsten sicherheitsrelevanten Systeme entwickelt, die einer Überprüfung unterzogen werden müssen.

Die so erstellte Liste umfasst die Systeme im Zusammenhang mit der Kühlung und dem Schutz des Reaktorkerns, ergänzt durch wichtige unterstützende Systeme.

Die Überprüfungen wurden durchgeführt, und die daraus resultierenden Maßnahmen wurden am Standort Blayais 3 umgesetzt, mit Ausnahme bestimmter Maßnahmen aus der Überprüfung „RIS-EAS-Umluftbetrieb", die durch Vorgaben der ASN im Hinblick auf die Schlussfolgerungen der generischen Phase der 4. periodischen Überprüfung 900 MWe geregelt sind.

KAPITEL 2: NEUBEWERTUNG

INHALTSVERZEICHNIS VON KAPITEL 2

ABSCHNITT 1: UNFÄLLE OHNE KERNSCHMELZE
ABSCHNITT 2: BELASTUNGEN
ABSCHNITT 3: BRENNBARES BECKEN
ABSCHNITT 4: UNFÄLLE MIT KERNSCHMELZE
ABSCHNITT 5: KONVENTIONELLE RISIKEN ABSCHNITT
6: QUERSCHNITTSSTUDIEN
ABSCHNITT 7: BEITRAG DES HARTEKERN ZU DEN ZIELEN DER ÜBERPRÜFUNG

ABSCHNITT 1: UNFÄLLE OHNE KERNSCHMELZE

1. UNFÄLLE OHNE KERNSCHMELZE ____ 62
1.1. ZIELE ... 62
1.2. ERFÜLLUNG DER ZIELE ... 63
1.2.1. EINHALTUNG DER SICHERHEITSKRITERIEN FÜR UNFALLSTUDIEN UNTER UNTER BERÜCKSICHTIGUNG DES AKTUELLEN STANDS DES WISSENS ... 63
1.2.1.1. Studien im Bereich der Auslegung ... 63
1.2.1.2. Untersuchungen im ergänzenden Bereich ... 68
1.2.1.3. Zusätzliche Studien ... 72
1.2.1.4. Wahrscheinlichkeitsbasierte Sicherheitsanalysen (EPS) für interne Ereignisse im Bereich *„Kessel“* der Stufe 1 ... 77
1.2.2. STREBEN NACH RADIOLOGISCHEN FOLGEN, DIE KEINE GEGENMASSNAHMEN FÜR DIE BEVÖLKERUNG ERFORDERN ... 79
1.2.2.1. Neubewertung der radiologischen Folgen des *„Kessel“-Ereignisses* ... 80
1.2.2.2. Neubewertung der Leistungsfähigkeit des Containments ... 82
1.2.2.3. Neubewertung der radiologischen Folgen *„außerhalb des Reaktorkessels“* ... 87
1.3. FAZIT ... 89

1. UNFÄLLE OHNE KERNSCHMELZE

1.1. ZIELE

Das übergeordnete Ziel der nuklearen Sicherheit besteht darin, die Bevölkerung und ihre Umwelt zu schützen, indem in Kernkraftwerken ein wirksames mehrstufiges Sicherheitskonzept gegen radiologische und nicht-radiologische Risiken etabliert und aufrechterhalten wird.

Im Rahmen des Sicherheitsnachweises werden die Auslegungsstörfälle und -unfälle sowie Unfälle des ergänzenden Bereichs und Angriffe auf ihre radiologischen Folgen hin analysiert, um sicherzustellen, dass die Freisetzungen radioaktiver Stoffe in die Umwelt infolge dieser Situationen unter Berücksichtigung der Auslegungs- und Betriebsvorschriften nur begrenzte Folgen für die Bevölkerung und die Umwelt haben. Über diese Situationen hinaus werden auch Unfallszenarien mit Kernschmelze untersucht, deren Eintrittswahrscheinlichkeit sehr gering ist.

Dieses Kapitel befasst sich mit Unfällen ohne Kernschmelze im Zusammenhang mit Störfällen und Unfällen am Reaktorkessel sowie mit den Bereichen Auslegung und ergänzende Maßnahmen.

Ziel Nr. 1: Einhaltung der Sicherheitskriterien der Unfallstudien unter Einbeziehung neuer Erkenntnisse

Anlässlich des 4. RP 900 werden alle Unfallstudien aktualisiert, um die Einhaltung der Sicherheitskriterien unter Berücksichtigung des aktuellen Stands der Erkenntnisse und Praktiken zu überprüfen.

Zu diesem Zweck hat EDF verschiedene Arten von Studien durchgeführt:

- Studien zu den ursprünglichen Auslegungsszenarien des Reaktorkessels (Auslegungsbereich),
- Studien zu ergänzenden Auslegungsszenarien (Ergänzender Bereich),
- zusätzliche Studien, die sich aus besonderen Nachweisen zu spezifischen zusätzlichen Szenarien, aus Anforderungen der ASN (Übertragung des EPR-Konzepts von Flamanville 3 auf die 900-MWe-Baureihe) oder aus Studien zur Untermauerung der für den Sicherheitsnachweis gewählten Annahmen ergeben,
- probabilistische Sicherheitsstudien zum Risiko einer Kernschmelze und zu radioaktiven Freisetzungen, die es ermöglichen, ergänzende Maßnahmen zu denjenigen zu identifizieren, die sich aus der ursprünglichen Auslegung der Reaktoren ergeben.

Ziel Nr. 2: Anstreben von radiologischen Folgen, die keine Gegenmaßnahmen für die Bevölkerung erfordern

Im Rahmen des 4. RP 900 hat sich EDF zum Ziel gesetzt, unfallbedingte radiologische Folgen in der Größenordnung der Schwellenwerte anzustreben, ab denen Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung zu ergreifen sind, wie sie in der Verordnung vom 20. November 2009 zur Genehmigung des Beschlusses Nr. 2009-DC-0153 der ASN vom 18. August 2009 über die Interventionswerte in radiologischen Notfallsituationen, deren Werte im Folgenden aufgeführt sind:

- eine effektive Dosis von 10 mSv für die In-Sicherheit-Bringen,
- eine effektive Dosis von 50 mSv für die Evakuierung,
- eine Schilddrüsenäquivalentdosis von 50 mSv für die Verabreichung von stabilem Jod.

Zu diesem Zweck bewertet der 4. RP 900 neu:

- die radiologischen Folgen von Unfällen im Zusammenhang mit dem Reaktorkessel,
- die Leistungsfähigkeit des Sicherheitsbehälters,
- die radiologischen Folgen von Unfällen *„außerhalb des Reaktorkessels“*.

1.2. ERFÜLLUNG DER ZIELE

1.2.1. EINHALTUNG DER SICHERHEITSKRITERIEN FÜR UNFALLSTUDIEN UNTER BERÜCKSICHTIGUNG NEUER ERKENNTNISSE

Im Rahmen des 4. RP 900 wurden alle Sicherheitsstudien zu Störfällen, Unfällen und ergänzenden Situationen unter Berücksichtigung entsprechender Annahmen überarbeitet:

- im Reaktorkern und im Brennstoff,
- beim Betrieb der Blöcke,
- die Entwicklung der Sicherheitsanforderungen,
- die Berücksichtigung von Unregelmäßigkeiten in den Studien, die sich auf die Studien der vorherigen

Überprüfung auswirkten. Die Untersuchungsmethoden konnten zudem seit dem 3. RP 900 weiterentwickelt werden:

- entweder zur Einbeziehung von Entwicklungen des Stands der Technik,
- entweder um den neuesten Stand der Technik zu integrieren,
- entweder um Sicherheitsmargen wiederherzustellen.

Auf Anfrage der ASN wurden alle Korrekturen an den Auslegungsstudien zum 3. RP 900 berücksichtigt und der ASN mitgeteilt.

1.2.1.1. Studien zum Auslegungsbereich

Generischer Teil „Stufe“

❖ **Hintergrund und Ziele der Studien**

Der Schutz von Mensch und Umwelt vor den radiologischen Folgen – sofern solche auftreten – der bei der Auslegung des Kraftwerks berücksichtigten Unfälle, selbst solcher mit sehr geringer Eintrittswahrscheinlichkeit, beruht auf der Reihenanordnung von Sicherheitsbarrieren, die in folgender Reihenfolge bestehen:

- die Brennstoffhülle (1. Barriere);
- der Hauptkühlkreislauf des Reaktors (2. Barriere);
- der Sicherheitsbehälter (3. Barriere) und dessen Erweiterungen.

Jeder Betriebskategorie (Kategorien 2, 3 und 4 je nach Eintrittswahrscheinlichkeit) sind Ziele hinsichtlich der Integrität der drei Barrieren zugeordnet. Diese Ziele sind abgestuft, sodass den wahrscheinlichsten Betriebsbedingungen die strengsten Anforderungen entsprechen.

Neben der Integrität der Barrieren gelten folgende Anforderungen:

- die Vermeidung einer Verschlechterung eines Betriebszustands hin zu einem schwerwiegenderen Zustand,
- das Führen und Aufrechterhalten der Anlage in einem sicheren Zustand, in dem die drei grundlegenden Sicherheitsfunktionen dauerhaft gewährleistet sind: die Beherrschung der Reaktivität (Unterkritizität des Reaktorkerns), die Ableitung der Restleistung und die Einschließung radioaktiver Stoffe.

Für die im Rahmen des Auslegungsbereichs untersuchten zufälligen und unfallbedingten Transienten (Betriebskategorien 2, 3 und 4) besteht das Ziel daher darin, unter Berücksichtigung der mit dem 4. RP 900 verbundenen Annahmenänderungen nachzuweisen:

- die Einhaltung der Sicherheitsgrundsätze,
- die Einhaltung der Sicherheitskriterien im Zusammenhang mit den begrenzenden physikalischen Phänomenen, die das Erreichen der für die drei Sicherheitsbarrieren definierten allgemeinen Ziele gewährleisten,
- das Erreichen und Aufrechterhalten eines sicheren Zustands.

❖ **Zusammenfassung der Studien**

Im Rahmen des 4. RP 900 wurden alle Studien des Bereichs Auslegung aktualisiert:

- Unkontrolliertes Abschalten der Regelaggregate beim Anfahren,
- Unkontrolliertes Abschalten der Leistungsregelgruppen,
- Leistungsklasse 2 zur Überprüfung der korrekten Dimensionierung der Reaktorschutzvorrichtungen,
- Falsche Positionierung, Herabfallen eines Brennelements oder einer Gruppe von Brennelementen,
- Unkontrollierte Verdünnung der Borsäure,
- Teilweiser Verlust des Primärdurchflusses,
- Vollständiger Druckverlust und/oder Auslösung der Turbine,
- Ausfall der normalen Speisewasserversorgung der Reaktorkernbrennstäbe,
- Störung der normalen Speisewasserversorgung,
- Vollständiger Ausfall der externen Stromversorgung,
- Übermäßiger Lastanstieg,
- Vorübergehender Druckabfall im Primärkreislauf,
- Unbeabsichtigtes Öffnen eines Sekundärventils (OISS),
- Unbeabsichtigtes Anlaufen des Sicherheitsinjektionssystems,
- Unfall mit Primärkühlmittelverlust (APRP) aufgrund eines kleinen Bruchs mit einem Durchmesser von höchstens 2,5 cm,

- Erzwungene Reduzierung des Primärdurchflusses,
- Entfernung eines Leistungsregelungsbündels (R1GP),
- Kleiner Riss in der Sekundärrohrleitung,
- Unbeabsichtigtes Öffnen eines Sicherheitsventils des Druckhalters,
- Bruch eines Dampferzeugerrohrs (RTGV) der Kategorie 3,
- Erheblicher Bruch einer Dampfleitung (RTV) der Kategorie 4,
- Erheblicher Bruch einer Speisewasserleitung,
- Blockierter Rotor einer Primärmotorpumpe,
- Dampferzeugerrohr der 4. Kategorie (Bruch eines Dampferzeugerrohrs in Verbindung mit einem in geöffneter Stellung blockierten Sekundärventil),
- Auswurf eines Steuerbündels (EDG),
- Falsche Positionierung einer Brennelementkassette im Reaktorkern,
- Unfall beim Umgang mit Brennstoff,
- Unfall beim Umgang mit dem Behälter für abgebrannte Brennelemente,
- APRP mit mittlerem Durchbruch (APRP BI) der Kategorie 4.

Die Untersuchungen werden nach bewährten Methoden durchgeführt: Entweder werden diese aus dem 3. RP 900 übernommen oder sie werden bereits beim EPR Flamanville 3 oder bei anderen Reaktortypen des Bestands angewendet. Der Einsatz von 3D-Methoden, auf die im RP4 900 häufiger zurückgegriffen wird, ermöglicht es dank dreidimensionaler Berechnungen, die Physik der in den Unfallstudien relevanten Phänomene besser abzubilden und dabei ein gleichwertiges Sicherheitsniveau beizubehalten. Eine weitere wesentliche Änderung betrifft die Korrelation des kritischen Durchflusses, deren Weiterentwicklung eine bessere Charakterisierung des Brennstoffverhaltens hinsichtlich des physikalischen Phänomens der Siedekrise ermöglicht. Schließlich betrifft eine grundlegende Annahme die Berücksichtigung der Auswirkungen der Verformung der Brennelemente in den Studien. Unter der kumulativen Wirkung von hydraulischen und mechanischen Beanspruchungen, Bestrahlung und Temperatur verformen sich die Brennelemente seitlich. Dieses Phänomen führt zu einer Vergrößerung der zwischen den Brennelementbündeln vorhandenen Wasserspalten, deren neutronische und thermohydraulische Auswirkungen auf die Studien des Auslegungsbereichs bewertet und in die endgültige Sicherheitsmargenbilanz des 4. RP 900 integriert werden.

Die wichtigsten Entwicklungen, die sich aus den Annahmen des 4. RP 900 ergeben, sind folgende:

- Im Rahmen der Behebung von Studienabweichungen:
  - Erhöhung des Durchflusses der Regelventile GCT-a (PNPE1141): Diese Änderung trägt zur Beseitigung der Planungsabweichung *„Unvollständigkeit der Berechnungsmethode für den ASG-Wasserverbrauch mittels Enthalpiebilanz*“ bei, die sich auf den ASG-Verbrauch in den C-Phasen der Studien auswirkt (die C-Phase der Studien erstreckt sich vom Zeitpunkt der ersten manuellen Maßnahme bis zum Erreichen des sicheren Abschaltzustands).
  - Nachspeisung des ASG-Behälters über den JP-Löschwasserkreislauf (PNPP1864): Diese Änderung trägt zur Behebung der Planungsabweichung „*Unvollständigkeit der Berechnungsmethode für den ASG-Wasserverbrauch mittels Enthalpiebil*anz“ bei, die sich auf den ASG-Verbrauch in den C-Phasen der Studien auswirkt.
  - Einbau eines Borometers am RCV-Auslass (PNPP1797): Diese Änderung ermöglicht die Behebung der CNS-Anomalie in den Verdünnungsstudien für API/APR und wird auch in der Verdünnungsstudie für AN/RRA bei abgeschalteten Primärpumpen berücksichtigt.

- Im Rahmen des 4. RP 900 (Änderungen aus anderen Themenbereichen der Überprüfung, die in den Studien des Bereichs Auslegung berücksichtigt wurden):
    - Austausch der SEBIM-Ventilköpfe des Druckhalters bei den CPY-Blöcken im Zustand VD4 (PNPP1595): Diese Änderung zielt darauf ab, die Entlastungskapazität der Ventilköpfe des Druckhalters bei Niederdruckwasser zu erhöhen.
    - Tmoy-Filter – SIP C (PNRL1817): Diese Änderung ermöglicht einen besseren Betrieb des Blocks.
    - Modernisierung des RPN CPY im Zustand VD4 (PNPP1838): Diese Änderung wirkt sich im Wesentlichen auf die Studien aus, die sich mit den Unsicherheiten bei der Rekonstruktion des axialen Leistungsungleichgewichts befassen.
    - Allgemeine Einführung von Hafnium-Absorptionsbündeln im Referenzsystem VD4 900: Diese Änderung dient als Eingangsgröße für Unfallstudien. Sie zielt darauf ab, die Reaktordruckbehälter-Fluenz zu begrenzen (siehe Teil III, Abschnitt 1, § 1.2.2.1).

Zusammenfassend lässt sich sagen, dass EDF im Rahmen des 4. RP 900 die folgenden Änderungen umsetzt, um die mit den Studien des Auslegungsbereichs verbundenen Ziele zu erreichen:

- Weiterentwicklung des SIP-Schutzsystems (PNPP1873): Diese Änderung ermöglicht die Anpassung der Schutzgrößen ΔTte und ΔTsp, die durch die Leistungsfähigkeitsstudien der Klasse 2 ausgelegt wurden, sowie des durch die RTV-Studie bei 100 % Pn geänderten BPVA-Schwellenwerts.
- Erhöhung des erforderlichen REA-Bore-Volumens und Erhöhung des freien TEP-Volumens (PNPE1159): Diese Änderungen ergeben sich aus den Studien zur Reaktivitätskontrolle in Abschaltzuständen.
- Erhöhung des Drucks in den RIS-Akkumulatoren (PNPE1359), um eine größere Sicherheitsmarge hinsichtlich der mit der APRP-BI-Studie verbundenen Brennstoffphänomene zu gewährleisten.
- Änderung der Alarmdatenblätter, die in der Studie zum unkontrollierten Verdünnungstransient von Borsäure bei Reaktorleistung ausgewertet wurden, sowie Änderung der Störfall-/Unfall-Betriebsverfahren, die nach dem durch diese Alarmdatenblätter angeforderten manuellen Reaktorstillstand angewendet werden, um die Verdünnungsquelle endgültig zu isolieren und anschließend die Borierung des Primärkreislaufs sicherzustellen.
- Änderung der Sperrgeraden der Gruppe R (PNRL1957), um die Auswirkungen der Verformung der Brennelemente auf die Sicherheitsmargen hinsichtlich des Kriteriums der Brennelementsturzstudie zu berücksichtigen.

Im Bereich der Studien werden in Phase B folgende Ergänzungen vorgenommen:

- für den R1GP-Unfall: den Fall mit verspäteter automatischer Reaktorabschaltung (AAR),
- für den EDG-Unfall: den Fall ohne AAR durch dphi/dt und die Anwendung der Kriterien, die im Rahmen der Ständigen Reaktorgruppe *„Kriterien für die* Brennstoffbeständigkeit“ von 2017 definiert wurden,
- für den RTV-Unfall bei 100 % Pn, den Fall mit und ohne Kumulierung eines externen Spannungsausfalls (MDTE),
- für den OISS-Transienten: den Fall eines Bruchs an der Schnittstelle der Beanspruchung der Sicherheitsinjektion,
- für den Aspekt der Verformung der Baugruppen die Elemente zur Berücksichtigung der neutronischen und thermohydraulischen Auswirkungen,

Schließlich führt EDF in Anwendung der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4 RP 900 erlassenen Vorschriften ergänzende Untersuchungen zu den folgenden drei Themenbereichen durch:

- In Anwendung der Vorgabe [Étude-B] legte EDF der ASN im Dezember 2024 sein detailliertes Versuchsprogramm vor, um die Auswirkungen der Verformung der Brennelemente auf das Risiko eines Siedekrisenausbruchs im Störfall zu berücksichtigen. Die erzielten Ergebnisse bestätigen, dass die Korrelation für den kritischen Durchfluss geeignet ist, die Leistung im kritischen Durchflussbereich am Rand der Brennelemente für verschiedene Größen von Wasserströmen konservativ vorherzusagen (als Wasserstrom bezeichnet man die Strömung

zwischen den Brennelementbündeln). Diese experimentellen Ergebnisse ergänzen die Unterlagen von EDF und untermauern die Standpunkte, auf denen der gewählte Ansatz basiert und begründet ist, um die Auswirkungen der Verformung der Brennelementbündel auf das Risiko des Eintritts in eine Siedekrise im Sicherheitsnachweis explizit zu berücksichtigen. Diese Schlussfolgerung wird gezogen, ohne dass ein neues ergänzendes Arbeitsprogramm, wie in der Vorgabe [Étude-B] erwähnt, eingeleitet werden muss.

- In Anwendung der Vorgabe [Studie-D] hat EDF Versuche durchgeführt, mit denen die Knickgrenze der Gitter der Brennelemente in einer realistischeren Konfiguration als auf dem bisherigen Prüfstand charakterisiert werden konnte. Die Ergebnisse wurden herangezogen, um das mechanische Verhalten der Brennelemente im Falle eines Kühlmittelverlustunfalls der Kategorie 4 in Verbindung mit einem gleichzeitig auftretenden Erdbeben zu bewerten. Diese Bewertung stellt weder die Kühlleistung des Reaktorkerns noch die Kontrolle seiner Reaktivität durch das Herabfallen der Brennelemente in Frage und veranlasst EDF dazu, die betreffenden Sicherheitsberichte zu aktualisieren, um die daraus gewonnenen Erkenntnisse bei Ablauf der TTS der 5. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Generation zu integrieren.

❖ **Fazit**

Zusammenfassend lässt sich sagen, dass alle Unfallstudien des Auslegungsbereichs unter Zugrundelegung der im Rahmen des Referenzrahmens der 4. periodischen Überprüfung 900 definierten Annahmen erneut untersucht wurden. Die Einhaltung der Sicherheitskriterien ist für alle durchgeführten Studien gewährleistet.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Die Änderung PNPE1403 „Hinzufügung von Abschaltclustern Blayais 3-4 (GARANCE-Management)“ zielt darauf ab, den Übergang vom Brennstoffmanagement GARANCE[1] zum Brennstoffmanagement PMOX vorzubereiten.

Bestandsaufnahme des Zustands des Blocks Die Änderungen:

- PNPE1141 „Erhöhung des Durchflusses der Regelventile GCT-a“,
- PNPE1359 „Erhöhung des Drucks in den RIS-Akkumulatoren“,
- PNPE1403 „Einbau von Blayais-Absperrventilgruppen 3-4 (GARANCE-Steuerung)“,
- PNPP1595 (außer Band C) „Austausch der SEBIM-Ventilköpfe“,
- PNPP1838 „Digitales RPN“,
- PNPP1864 „Nachspeisung des ASG-Behälters durch JP*“,
- PNPP1873 „Weiterentwicklung SIP-P“,
- PNRL1817 „Tmoy-Filter – SIP C“,
- PNRL1903 „Nachspeisung des ASG durch JP*“,
- PNPE1159 „Erhöhung des erforderlichen REA-Bor-Volumens und Erhöhung des freien TEP-Volumens“,

wurden am Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser

[1] Der Übergang vom GARANCE-Management zum PMOX-Management ist für die Abschaltung im Rahmen der Phase B und der Phase B „Ergänzungen“ vorgesehen

Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPP1797 bezüglich des Einbaus eines Borometers am Auslass des chemisch-volumetrischen Kontrollsystems (RCV) wird am Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration spätestens im Februar 2028 vorgesehen ist. Bis dahin werden die bereits im Zustand VD3 umgesetzten Ausgleichsmaßnahmen im Zustand VD4 fortgeführt und ermöglichen die Beherrschung zufälliger Transienten homogener Verdünnung in den Abschaltzuständen.

Die Änderung „Verallgemeinerung der Hafnium-Absorptionsbündel im Referenzsystem VD4 900“ wurde im Rahmen der Phase A der Änderungen des 4. RP900 integriert.

1.2.1.2. Untersuchungen zum ergänzenden Bereich

Generischer Teil „Lagerung“

❖ **Hintergrund und Ziele der Studien**

Die deterministische Überprüfung der ursprünglichen Auslegung einer Anlage wird durch eine Überprüfung des Sicherheitsniveaus auf der Grundlage probabilistischer Sicherheitsanalysen (EPS) ergänzt, die es ermöglichen, plausible Szenarien für Mehrfachausfälle zu identifizieren.

Der ergänzende Bereich untersucht ergänzende Betriebsbedingungen (CFC) zu den Auslegungsbetriebsbedingungen im Rahmen eines Risikominderungsansatzes.

Diese CFC stützen sich auf ergänzende Maßnahmen (DC), die darauf abzielen, die Folgen solcher Ausfallhäufungen akzeptabel zu machen. Die thermohydraulische und/oder neutronische Untersuchung, die auf einer ergänzenden Betriebsbedingung basiert, ermöglicht es, die Wirksamkeit der ergänzenden Maßnahme hinsichtlich der Verhinderung einer Kernschmelze nachzuweisen. Sie überprüft die Akzeptanzkriterien für die Auslegungsbetriebsbedingungen der 4. Kategorie oder für Entkopplungsbedingungen.

❖ **Zusammenfassung der Untersuchungen**

Der Prozess zur Identifizierung ergänzender Maßnahmen gliedert sich in drei Schritte:

- Identifizierung potenzieller ergänzender Maßnahmen, d. h. der spezifischen Systeme oder Funktionen, die im EPS der Stufe 1 zum Einsatz kommen;
- Identifizierung der mit den potenziellen Maßnahmen verbundenen Funktionsabläufe: Jede potenzielle ergänzende Maßnahme wird einer Gruppe elementarer Abläufe des EPS der Stufe 1 zugeordnet (d. h. solcher, die zu einer Kernschmelze führen);
- Festlegung der ergänzenden Maßnahmen: Dieser Schritt besteht darin, die ergänzenden Maßnahmen zu bestimmen, die eine Verringerung der wesentlichen Risiken ermöglichen. Zu diesem Zweck wird die Häufigkeit der Funktionssequenz ohne die ergänzende Maßnahme mit dem probabilistischen Referenzwert von etwa 10^{-7} pro Jahr und Reaktor verglichen, der im Einklang mit den probabilistischen Zielwerten definiert wurde:
  - Wird der Referenzwert ohne die Umsetzung der potenziellen zusätzlichen Maßnahme eingehalten, ist die Notwendigkeit dieser Maßnahme zur Risikominderung nicht nachgewiesen ; in diesem Fall wird die potenzielle ergänzende Maßnahme nicht berücksichtigt;
  - Wird der Referenzwert ohne die Umsetzung der potenziellen ergänzenden Maßnahme überschritten, kann die Notwendigkeit der ergänzenden Maßnahme von Fall zu Fall anhand der Akzeptanz der eingegangenen Risiken beurteilt werden.

Alle Studien des Zusatzbereichs werden im Rahmen des 4. RP 900 aktualisiert.

Die Durchführung all dieser Studien führt zu einer Aktualisierung der Liste der Ergänzenden Bestimmungen (DC) und der Ergänzenden Betriebsbedingungen (CFC). Die Geräte, Informationen oder

Systeme, die im Rahmen der Studien des Ergänzungsbereichs eine erforderliche Funktion gewährleisten, werden anschließend in den Allgemeinen Betriebsvorschriften (RGE) aufgeführt.

Darüber hinaus wird überprüft, ob diese Ausrüstungen die Anforderungen an Einstufung und Qualifizierung erfüllen, die sich aus ihrer Berücksichtigung in diesen Studien ergeben.

Die folgende Tabelle listet die im Rahmen des Zusatzbereichs des 4. RP 900, Phase A, festgelegten ergänzenden Betriebsbedingungen zusammen mit der bzw. den zugehörigen ergänzenden Bestimmungen auf.

Zusätzliche Betriebsbedingung	**Ergänzende Bestimmungen**
Transient mit Ausfall des AAR (ATWS): Kumulierter vollständiger Verlust des normalen Kühlwassers bei mechanischer Blockierung von 3 Reaktorblöcken	Manuelle Inbetriebnahme einer Borierung im Primärkreislauf
Transienter Zustand bei Ausfall des AAR (ATWS): Unbeabsichtigtes Öffnen eines Sekundärventils in Verbindung mit der mechanischen Blockierung von 3 Brennelementbündeln	Manuelle Inbetriebnahme einer Borierung im Primärkreislauf
Transiente Störung mit Ausfall des AAR (ATWS): Vollständiger Ausfall der externen Stromversorgung in Verbindung mit dem Ausfall der AAR-Leistungsschalter	Neues Notfall-Signal
Transiente Störung mit Ausfall des AAR (ATWS): Vollständiger Verlust der normalen Speisewasserversorgung in Verbindung mit dem vollständigen Ausfall des AAR	Lokale Auslösung der RAM-Aggregate
Vollständiger Ausfall der Wasserversorgung der GV in RP	Manuelle Inbetriebnahme der offenen Speiseleitung
Vollständiger Ausfall der Kältequelle (H1) in RP und AN/GV	Manuelle Absperrung der Rücklaufleitung der GMPP-Dichtungen und der Null-Durchfluss-Leitung RCV Versorgung der Wärmetauscher des Schmierkreislaufs der RCV-Pumpen über den RRI des benachbarten Blocks Automatische Absperrung des RCV-Abflusses Manuelle Nachspeisung des ASG-Behälters durch SER mittels Schwerkraft Manuelle Inbetriebnahme einer Borierung des Primärkreislaufs
Kumulierte Primärleckage in Verbindung mit dem Ausfall des ISHP im Betrieb	Maximale Kühlung
Primärleck im AN/GV-Betrieb	Manuelle Inbetriebnahme des IS
Primärleckage im AN/RRA-Betrieb	Manuelle Inbetriebnahme des IS
Ausfall oder Leckage im RRA und Fehlschlagen der automatischen Nachspeisung im API-Modus NF (Stillstand wegen Eingriff, Primärkreis nicht geschlossen)	Manuelle Inbetriebnahme einer Primärnachspeisung Manuelle Absperrung der Verbindung RRA-RCV Manueller Wechsel in den Umwälzbetrieb
Totalausfall des RIS oder des EAS im Umwälzbetrieb infolge eines Primärleckages in RP, AN/GV und AN/RRA	Gegenseitige Notversorgung des ISBP oder des EAS

Zusätzliche Betriebsbedingungen	Ergänzende Bestimmungen
Vollständiger Ausfall der Stromversorgung (H3) mit Notversorgung der Dichtungen der GMPP in RP und AN/GV	Einspeisung an den Dichtungen der Primärpumpen durch die vom DUS gespeiste Testpumpe Stromversorgung der für den Betrieb der GV erforderlichen Messgeräte Manuelle Nachfüllung der ASG-Plane durch SER mittels Schwerkraft
Vollständiger Ausfall der Stromversorgung (H3) mit Ausfall der Testpumpe, was zum Auftreten eines Lecks an den Dichtungen der GMPP aus RP und AN/GV führt	Nachspeisung des Primärkreislaufs durch den RCV, gespeist vom GUS Wiederherstellung der Stromversorgung für die zur Durchführung der GV erforderlichen Maßnahmen Manuelle Nachspeisung der ASG-Abdeckung durch SER mittels Schwerkraft Nachspeisung des Primärkreislaufs durch die EAS-ND-Pumpe, die vom DUS gespeist wird
Vollständiger Ausfall der Stromversorgung (H3) mit Ausfall der Testpumpe, was zum Auftreten eines Lecks an den Dichtungen der GMPP aus RP und AN/GV führt	Wiederherstellung der Stromversorgung für die zum Betrieb der GV erforderlichen Maßnahmen Manuelle Wiederbefüllung der ASG-Plane durch SER mittels Schwerkraft Nachspeisung des Primärkreislaufs durch die vom DUS gespeiste EAS-ND-Pumpe
Vollständiger Ausfall der Stromversorgung (H3) im NSO-SPS-Modus (Abschaltung wegen Wartungsarbeiten, Primärkreis nicht ausreichend geöffnet)	Inbetriebnahme einer Nachspeisung im Primärkreis durch den RCV des benachbarten Blocks Manuelle Trennung der Verbindung RRA-RCV Wiederherstellung der Stromversorgung für die zur Steuerung der GV erforderlichen Maßnahmen
Vollständiger Ausfall der Stromversorgung (H3) im SPS-Modus SO (Abschaltung wegen Eingriff, Primärkreis ausreichend offen)	Manuelle Inbetriebnahme einer Schwerkraft-Nachspeisung im Primärkreis Inbetriebnahme einer Nachspeisung im Primärkreis über den RCV des benachbarten Blocks
Vollständiger Ausfall der Stromversorgung (H3) im AN/RRA	Wiederherstellung der Stromversorgung für die zur Durchführung der GV erforderlichen Maßnahmen Manuelle Wiederherstellung der Stromversorgung der ASG-Abdeckung durch SER mittels Schwerkraft
Ausfall der Schaltanlagen LHA und LHB durch Gleichtaktstörung (DCC-LH), was zum Auftreten einer Leckage an den Dichtungen der GMPP in RP und AN/GV führt	Wiederherstellung der Stromversorgung für die zur Steuerung der GV erforderlichen Maßnahmen Manuelle Wiederherstellung der Stromversorgung der ASG-Abdeckung durch SER im Schwerkraftbetrieb Nachspeisung im Primärkreis durch die vom DUS gespeiste Pumpe EAS-ND
Ausfall der Schaltschränke LHA und LHB durch Gleichtaktstörung (DCC-LH) in RP und AN/GV	Einspeisung an den Dichtungen der Primärpumpen durch die vom DUS gespeiste Testpumpe Sicherheitsoptimierung der Einspeisung an den Dichtungen der Primärpumpen Manuelle Nachspeisung der ASG-Membran durch SER mittels Schwerkraft

Zusätzliche Betriebsbedingungen	Ergänzende Bestimmungen
Ausfall der Schaltschränke LHA und LHB durch Gleichtaktstörung (DCC-LH) im AN/RRA-Modus	Stromversorgung der für den Betrieb der GV erforderlichen Messgeräte Manuelle Wiederherstellung der Stromversorgung der ASG-Abdeckung durch SER mittels Schwerkraft
Ausfall der Schaltanlagen LHA und LHB durch Gleichtaktstörung (DCC-LH) im API-Modus NSO (Abschaltung wegen Eingriff, Primärkreis nicht ausreichend offen)	Inbetriebnahme einer Zusatzversorgung im Primärkreis durch den RCV des benachbarten Blocks Manuelle Trennung der Verbindung RRA-RCV Wiederherstellung der Stromversorgung für die zur Steuerung der GV erforderlichen Maßnahmen
Ausfall der Schaltanlagen LHA und LHB durch Gleichtaktstörung (DCC-LH) im SO-Modus (Abschaltung wegen Eingriff, Primärkreis ausreichend offen)	Manuelle Inbetriebnahme einer Schwerkraft-Zusatzversorgung im Primärkreis Inbetriebnahme einer Zusatzversorgung im Primärkreis über den RCV des benachbarten Blocks

Es ist zu beachten, dass bestimmte ergänzende Betriebsbedingungen materielle Änderungen berücksichtigen, die im 4. RP 900 umgesetzt wurden, insbesondere:

- PNPE1152: Der Austausch des LLS-Not-Turbogenerators durch den DUS: Diese Änderung ermöglicht eine zuverlässigere Notnotstromquelle, mit der eine RIS-Pumpe in den Situationen H3 und DCC-LH wieder mit Strom versorgt werden kann;
- PNPP1811: Die in Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7 beschriebene EAS-ND-Anordnung;
- PNRL1894: Der Austausch der Temperaturfühler des Primärkreislaufs im Kaltzweig durch qualifizierte Modelle, die unter verschlechterten Umgebungsbedingungen im Reaktorraum betriebsfähig sind, um deren Einsatz bei der Bewältigung von H3- oder DCC-LH-Situationen mit Leckage oder Bruch des Primärkreislaufs zu ermöglichen.

Die wichtigsten konzeptionellen Änderungen, die die Studien des ergänzenden Bereichs betreffen, sind:

- Die Weiterentwicklung der Reaktionsabläufe bei H3/DCC-LH-Transienten, integriert in Kapitel VI der RGE;
- Die Einbeziehung eines Nachweises der Reaktivitätskontrolle in die Studien des ergänzenden Bereichs.

Im Rahmen der Phase A setzt EDF eine Strategie zur Bewältigung der H3/DCC-LH-Transienten um, die darauf ausgelegt ist, zwei gegensätzliche Effekte im Zusammenhang mit der Primärtemperatur zu bewältigen: Einerseits begünstigt die Senkung der Primärkreistemperatur den Erhalt der Dichtungen der GMPP und damit den Wasservorrat im Falle eines Einspeisungsverlusts unter Berücksichtigung des Phänomens der hydrothermischen Korrosion; andererseits wirkt sich die Aufrechterhaltung einer hohen Primärtemperatur positiv auf die Unterkritikalität des Reaktorkerns aus. Die Temperaturstufe von 240 °C ist der von EDF für die Phase A festgelegte Kompromiss. Ergänzende Untersuchungen ermöglichten es, die Reaktivitätskontrolle in den Situationen H3 und DCC-LH mit IJPP durch eine Kühlung auf bis zu 190 °C zu überprüfen. Im Rahmen der Phase B wird EDF daher die Betriebsführung in den Situationen H3 und DCC-LH mit IJPP im ergänzenden Bereich weiterentwickeln und einen Temperaturwert von 190 °C festlegen, um die Einhaltung der Akzeptanzkriterien zu gewährleisten.

Diese Betriebsstrategie berücksichtigt das gute Verhalten der Dichtungen der GMPP, deren Technologie sich gegenüber dem ursprünglichen Entwurf weiterentwickelt hat (Dichtungsscheiben Nr. 1 aus Siliziumnitrid und Hochtemperatur-O-Ringe) und die ab 2015 in den Dichtungsblöcken getestet wurden, in einem Versuchsloop unter Druck- und Temperaturbedingungen, die dem Gesamtverlust der Stromquellen entsprechen, sowohl mit neuen Dichtungen als auch mit Dichtungen mit simulierter Alterung.

Im Rahmen der Prüfung der Unterlagen für Phase A hat EDF neue Maßnahmen vorgesch

MALTESE Lionel
02.02.2026 11:19:00
Mit DESA abklären

- Das Öffnen der Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Reaktorbehälters im Falle eines Ausfalls der Kühlquelle, eines Ausfalls der Stromquellen (einschließlich der Notstromdiesel) oder eines Ausfalls der „LH"-Schaltanlagen aufgrund einer gemeinsamen Ursache im Reaktorzustand „Abgeschaltet für primäre Wartungsarbeiten, ausreichend geöffnet". Diese Maßnahme ermöglicht es, das Risiko einer Drucksteigerung im Sicherheitsbehälter in diesen Situationen zu bewältigen.

- Die Nachspeisung über die reaktoreigenen Wasserreserven mittels der „EAS-ND"-Pumpe für den harten Kern, um eine Freilegung des Reaktorkerns zu verhindern, gefolgt von der Umstellung durch den Bediener auf Wasserumwälzung innerhalb des Reaktorgebäudes bei Ausfall der Stromquellen (einschließlich der Notstromdiesel), auf Reaktorebene oder im Falle eines Ausfalls der „LH"-Schaltanlagen aufgrund einer gemeinsamen Ursache im Reaktorzustand „Abgeschaltet für primäre Wartungsarbeiten, ausreichend geöffnet". Diese Maßnahmen ersetzen die derzeitige Vorgehensweise, bei der eine Schwerkraftnachspeisung unter Rückgriff auf ein Wassernachspeisesystem eines anderen Reaktors erfolgt.

- Die Nutzung des Notkühlsystems für das Zwischenkühlsystem des Reaktors (RRI) durch Kaltwasser aus dem Wasseraufbereitungs- und Kühlsystem der Lagerbecken (PTR).

- Nachspeisung des Primärkreislaufs durch die Dichtungs-Einspritzpumpe der Primärpumpenaggregate „Harter Kern" (PIJ-ND), die im Modus „Einspritzung an Dichtungen Nr. 1" der Primärpumpenaggregate (IJPP) geschaltet ist. Diese Maßnahme betrifft das Szenario eines Ausfalls der Schaltanlage LHA in Verbindung mit dem intrinsischen Ausfall der RCV-Pumpe, Kanal B, in den Betriebszuständen RP und AN/GV.

❖ **Fazit**

Mit der Umsetzung der oben aufgeführten, im 4. RP 900 festgelegten ergänzenden Bestimmungen erfüllen alle im Rahmen des 4. RP 900 durchgeführten Studien des ergänzenden Bereichs die Sicherheitskriterien unter Berücksichtigung des aktuellen Stands des Wissens.

Spezifischer Teil zum Block 3 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Blayais weist im Vergleich zum Zustand „Palier" keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks Die Änderungen:

- PNPE1152 „Ersatz der Stromversorgung durch den Notstromturbogenerator durch eine Versorgung über den Notdiesel",
- PNPP1811 „Einbau eines EAS-ND-Systems zur Wassereinspeisung in den Primärkreislauf und zur Ableitung der Restleistung",
- PNRL1894 „Austausch der Temperaturfühler des Primärkreislaufs im Kaltzweig",

wurden im Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

1.2.1.3. Zusätzliche Studien

Allgemeiner Teil „Lagerung"

Ergänzend zu den Studien zur ursprünglichen Auslegung und denen des „Domaine Complémentaire" sind zusätzliche Studien Teil eines Ansatzes zur Verbesserung der Reaktorsicherheit.

❖ Spezifische Nachweise

Bestimmte physikalische Phänomene oder bestimmte Störfallsituationen, die die ordnungsgemäße Erfüllung der Sicherheitsfunktionen beeinträchtigen könnten, bei der Auslegung jedoch nicht berücksichtigt wurden und nicht unter die ergänzenden Betriebsbedingungen fallen, haben zur Umsetzung spezifischer baulicher oder betrieblicher Maßnahmen geführt. Das allgemeine Ziel der besonderen Nachweise besteht darin, die Robustheit der Anlage gegenüber diesen physikalischen Phänomenen und Unfallsituationen unter Berücksichtigung der umgesetzten baulichen und betrieblichen Maßnahmen zu bewerten.

Im Rahmen des 4. RP 900 umfassen die speziellen Nachweisstudien Folgendes:

- Studien zur Wechselwirkung zwischen Brennstab und Hülle (IPG), die die zulässigen Dauer für den verlängerten Betrieb bei mittlerer Leistung (FPPI) festlegen;
- Studie zum Unfall mit Primärkühlmittelverlust aufgrund eines doppelt aufgeschlagenen Guillotinebruchs (APRP 2A mit A als Querschnitt der Rohrleitung);
- Heterogene Verdünnung im Zusammenhang mit dem APRP „Zwischenbruch“;
- Homogene Verdünnung durch einen doppelt diskutierten glatten Bruch eines Rohrs im Wärmetauscher des Dichtungskreislaufs der Primärpumpen (CEPP).

○ IPG

Ziel der IPG-Studien ist es, die zulässigen FPPI-Dauern zu ermitteln, die gewährleisten, dass es bei Transienten der Kategorie 2 nicht zu einem Mantelbruch kommt.

Ziel ist es, einen Ansatz zu implementieren, der es ermöglicht, Zyklen abzudecken, bei denen die Anzahl der neu beladenen Brennelemente variabel ist (sogenannte „variable“ Beladungen) im Hinblick auf das IPG-Risiko und der gleichzeitig mit dem Sicherheitsnachweis vereinbar bleibt. Der Ansatz „*IPG*-Variabilität“ wird in den IPG-Studien 4. RP 900 konkretisiert. Er stützt sich auf die Bewertung der linearen Leistungen im Normalbetrieb und bei Transienten der Kategorie 2 mittels statischer 3D-Berechnungen. Der thermomechanische Teil ermöglicht die Ermittlung der Leistungsbereiche, bei denen es zum Bruch kommt. Die Bilanz der IPG-Sicherheitsmargen wird anhand der lokalen Differenz zwischen der Bruchleistung und der linearen Leistung der Transienten der Kategorie 2 erstellt.

In bestimmten Konfigurationen führt die Variabilität der im 4. RP 900 eingesetzten Brennelementladungen dazu, dass die anhand des Referenzplans für das Brennstoffmanagement bewertete Bilanz der IPG-Sicherheitsmargen leicht beeinträchtigt wird. Die Auswirkungen der Variabilität der Brennstoffmanagementkampagnen von GARANCE bleiben begrenzt.

○ APRP 2A

Die zu prüfenden Kriterien für die Untersuchung des doppelt beweglichen Guillotine-Bruchs (APRP 2A) entsprechen denen des APRP der Kategorie 4. Sie zielen einerseits darauf ab, die Integrität der dritten Sicherheitsbarriere zu gewährleisten, und andererseits darauf, die Geometrie des Reaktorkerns so zu erhalten, dass die Kühlung des Brennstoffs ermöglicht wird und somit eine erhebliche Beschädigung des Reaktorkerns vermieden wird.

Die Untersuchung behandelt den großen, doppelt aufgebrochenen Durchbruch (APRP-2A) unter realistischen Annahmen und Methoden. Das in der 4. RP 900 ermittelte maximale Hüllrohr-Temperaturniveau in Verbindung mit einem kontrollierten maximalen Hüllrohr-Verformungsniveau ermöglicht die Einhaltung der Kriterien.

○ Der APRP BI inhärente heterogene Verdünnungseffekt

Das Sicherheitsziel dieser Studie besteht darin, sicherzustellen, dass es infolge des dem APRP BI innewohnenden Phänomens der heterogenen Verdünnung nicht zu einer Rückkehr in den kritischen Zustand kommt. Im Rahmen der EPR-Flamanville-3-Studien wurde ein Ansatz zur Untersuchung des Unfalls aufgrund der dem APRP BI innewohnenden heterogenen Verdünnung entwickelt und umgesetzt. Die dem APRP BI innewohnende heterogene Verdünnung wird mit dieser Methodik auch für den in Betrieb befindlichen Kraftwerkspark untersucht.

Die Regeln für die Untersuchung der Auslegungsbetriebsbedingungen werden angewendet, mit Ausnahme der Berücksichtigung eines erschwerenden Faktors (ein erschwerender Faktor ist ein zusätzlicher zufälliger Ausfall, der unabhängig vom auslösenden Ereignis des Unfalls ist). Diese Untersuchung zeigt, dass die dem APRP BI inhärente heterogene Verdünnungssequenz im Referenzsystem 4· RP 900 unter dem Brennstoffmanagement GARANCE nicht zu einer Rückkehr des Reaktorkerns in den kritischen Zustand führt.

Es wurde eine Sensitivitätsanalyse unter Berücksichtigung eines erschwerenden Ereignisses durchgeführt. Die Ergebnisse zeigen, dass die Schlussfolgerung, wonach der Kern beim Durchgang eines Klarwasserpfropfens nicht wieder in den kritischen Zustand übergeht, auch unter Berücksichtigung eines erschwerenden Ereignisses robust ist.

Zudem wurde eine lokale thermohydraulische Analyse durchgeführt, um die Sensitivität gegenüber dem Volumen des Wasserpfropfens zu untersuchen. Die neutronische Analyse besteht darin, eine statische Neutronenberechnung durchzuführen, wenn das Entkopplungskriterium am Kerneintritt hinsichtlich der kritischen Bor-Konzentration nicht erfüllt ist. Die Ergebnisse dieser Untersuchung:

- kommen zu dem Schluss, dass bei großen Stauvolumina mit einer erheblichen Sicherheitsmarge keine Rückkehr zur kritischen Zustand des Reaktorkerns eintritt;
- belegen zudem das Fehlen eines *„Klippeneffekts*“: Die Schlussfolgerung, dass der Kern nicht wieder in den kritischen Zustand zurückfällt, ist robust gegenüber der Änderung eines Hauptparameters des Transienten, nämlich des Volumens des Pfropfens.

Ergänzende Szenarien, bei denen die Anzahl der Pfropfen, die Kinetik des Eintritts der Pfropfen (Kinetik der Wiederherstellung der natürlichen Zirkulation) und die zeitliche Verzögerung ihres Eintritts in den Reaktorbehälter variiert werden, zeigen auf der Grundlage kinetischer Neutronenberechnungen, dass bei diesem für APRP-BI-Reaktoren der Baureihe CPY mit 900 MWe typischen Unfall mit heterogener Verdünnung keine Beschädigung des Brennstoffs auftritt und die Kühlleistung des Reaktorkerns nicht beeinträchtigt wird.

- **Homogene Verdünnung durch doppelt umstrittenen glatten Bruch eines Rohrs im Wärmetauscher des Dichtungskreislaufs der Primärpumpen (CEPP)**

Derzeit läuft ein Untersuchungsprogramm, um das Szenario einer homogenen Verdünnung durch einen doppelt durchbrochenen Bruch eines Rohrs im Wärmetauscher des Dichtungskreislaufs der Primärpumpen (CEPP) in den Sicherheitsnachweis der 900-MWe-Baureihe zu integrieren, und zwar für die Betriebszustände „Reaktor unter Last“ und „Normalabschaltung“ unter Anwendung der Regeln und Kriterien der Kategorie 4 des Auslegungsbereichs. Was das Risiko einer Verdünnung durch Leckage oder Rohrbruch am CEPP-Wärmetauscher betrifft, wird EDF eine bauliche Änderung (PNPE1189) vornehmen, die die Entnahme einer chemischen Probe stromabwärts des CEPP-Wärmetauschers ermöglicht, um regelmäßig die Integrität dieses Wärmetauschers zu überprüfen.

❖ **Übertragung der Betriebssituationen und -fristen des EPR Flamanville 3**

Diese Studien ermöglichen es, das Verhalten der Reaktoren der Baureihe CPY bei den Ereignissen und betrieblichen Zeitfenstern des Referenzrahmens für den EPR Flamanville 3 zu bewerten, wobei die Regeln für die Untersuchung der Auslegungsbetriebsbedingungen angewendet werden (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 1 – § 1.2.1.1).

Ziel ist es, anhand von zwei getrennten Teilen zu bewerten:

- Das Verhalten der Reaktoren der Baureihe CPY des in Betrieb befindlichen Kraftwerksparks unter Betriebsbedingungen, die bei ihrer Auslegung nicht berücksichtigt wurden, aber im Auslegungsreferenzrahmen des EPR Flamanville 3 (FLA3) enthalten sind.
- Die Auswirkungen auf die Reaktoren der Baureihe CPY, die sich aus der Berücksichtigung der für den EPR Flamanville 3 festgelegten Reaktionszeiten des Bedienpersonals auf die Auslegungsbetriebsbedingungen ergeben.

Die Untersuchungen zeigen, dass:

- Die Mehrheit der Betriebsbedingungen, die im Auslegungszustand „3· RP 900“ nicht berücksichtigt wurden (etwa 70 % der Fälle), erfüllt die Sicherheitskriterien bei Anwendung der Auslegungsregeln des Bereichs

. Die übrigen Betriebsbedingungen werden durch die Studien und Bestimmungen des ergänzenden Bereichs abgedeckt.

- Die Mehrheit der Betriebsbedingungen (mehr als 70 % der Fälle) erfüllt die Sicherheitskriterien des Auslegungsbereichs mit den im deterministischen Auslegungsreferenzrahmen des EPR Flamanville 3 festgelegten Betreiberzeiten. Die übrigen Betriebsbedingungen erfüllen Kriterien, die sich aus einem Ansatz vom Typ *„Ergänzender Bereich“* ergeben. Die Verlängerung der Betreiberzeit führt zu keinem *„Klippen-Effekt“*.

❖ **Kombination mit einem externen Spannungsausfall (MDTE)**

Anlässlich des 4. RP 900 befassen sich die durchgeführten Untersuchungen mit der Berücksichtigung der Kumulierung eines externen Spannungsausfalls (MDTE) bei Unfällen der Kategorien 2 und 3 sowie mit der Überprüfung des Erreichens des sicheren Zustands anhand von Kriterien der Kategorie 4, wobei ausschließlich als erdbebensicher eingestufte Ausrüstungen berücksichtigt werden.

o **Störfälle der Kategorien 2 und 3, kurzfristiger Aspekt**

Im Rahmen des 4. RP 900 hat EDF die Kumulierung eines MDTE in den Studien zu den Betriebsbedingungen der Kategorien 2 und 3 berücksichtigt, wobei die für diese Kategorien auf der CPY-Stufe geltenden spezifischen Berechnungsregeln beibehalten wurden.

EDF hat die Maßnahme „Automatische Reaktorabschaltung bei Erdbeben“ (PNPP1419) berücksichtigt, die in allen Reaktoren der CPY-Generation zum Einsatz kommt.

EDF hat auf der CPY-Stufe (Brennstoffmanagement GARANCE) sichergestellt, dass das frühzeitige Auslösen der automatischen Reaktorabschaltung bei Erdbeben in der Untersuchung der Kurzzeitphasen (d. h. vor dem Eingreifen des Bedieners nach 20 Minuten) der Betriebsbedingungen der Kategorien 2 und 3 bei gleichzeitiger Kumulierung eines MDTE das Auftreten einer Siedekrise an der Hülle verhindert und somit die Einhaltung der Sicherheitskriterien der Kategorie 4 gewährleistet. Die Änderung „Automatische Reaktorabschaltung bei Erdbeben“ ermöglicht es nämlich, das Herabfallen der Brennelemente vorzuverlegen, bevor sich die Kesselparameter unter den verschiedenen untersuchten Unfallbedingungen verschlechtern.

o **Unfälle der Kategorien 2, 3, 4, langfristige Auswirkungen**

Da es sich bei der MDTE um die Folge eines Erdbebens handeln kann, hat EDF für alle Auslegungsunfälle sichergestellt, dass ein sicherer Zustand erreicht werden kann, indem ausschließlich seismische Maßnahmen für Auslöser der Kategorien 2 bis 4 unter Berücksichtigung einer MDTE berücksichtigt werden.

Die Ableitung der Restleistung erfolgt je nach Störfall:

- entweder durch die Sicherheitseinspeisung (IS) – beispielsweise bei APRP-Szenarien mit mittlerem Bruch –
- entweder durch die Notstromversorgung der Dampferzeuger (ASG) und anschließende Wiederbefüllung des Wasserkessels über die Wasserquelle für die Kernnachspeisung (PNPP1714/PNPE1289),
- entweder durch die Inbetriebnahme der offenen Speiseleitung als ergänzende Notfallmaßnahme.

Die Primärinventur wird durch das IS für die Initiatoren mit nicht intaktem Primär- oder Sekundärkreislauf gewährleistet.

❖ **Zugänglichkeit der Räume zur Durchführung der Maßnahmen für die Auslegungs- und Ergänzungsstudien**

Die Zugänglichkeitsanalyse dient dazu, sicherzustellen, dass die Situationen im Auslegungsbereich und im ergänzenden Bereich keine Veränderungen der Umgebungsbedingungen hervorrufen, die die Durchführung der vor Ort erforderlichen Maßnahmen zur Bewältigung einer Stör- oder Unfallsituation beeinträchtigen könnten. Die Maßnahmen, deren Durchführung kurzfristig erforderlich ist, werden analysiert, um die Einhaltung der Sicherheitsziele zu gewährleisten.

Im Falle eines Unfalls im Auslegungsbereich oder im Ergänzungsbereich sind die Umgebungsbedingungen, die sich aufgrund des Auslösers abnormal verändern könnten, radiologischer und thermischer Natur. Die Analyse wird daher unter Berücksichtigung dieser beiden Aspekte durchgeführt.

Im Rahmen des 4. RP 900 hat EDF den im Rahmen des 3. RP 1300 entwickelten und von der ASN für die radiologische Umgebung genehmigten Ansatz angewendet. Für die thermische Umgebung stützt sich die Analyse für jede der ausgewählten Maßnahmen auf den Vergleich zwischen den thermischen Bedingungen im Normalbetrieb des betreffenden Raums und denselben Bedingungen in der spezifischen Situation des analysierten Transienten. Dieser Vergleich erfolgt auf der Grundlage der Identifizierung einer nachteiligen Entwicklung der thermischen Bedingungen, die durch einen signifikanten Anstieg der Wärmeabgabe und/oder eine Verschlechterung der Klimatisierung in dem betreffenden Raum verursacht wird.

In der sehr unwahrscheinlichen Situation von APRP4 mit einer Kumulierung von MDTE und dem Ausfall eines Diesels, was zum Ausfall des gesamten Strangs A führt, identifiziert EDF die Notwendigkeit einer Änderung, *die es* ermöglicht, die für die Maßnahme *„Einspeisung in den Strang A bei gleichzeitiger* Einspeisung“ erforderlichen Komponenten wieder *mit Strom* zu versorgen. Diese Änderung (PNPE1442) ermöglicht die Durchführung dieser Maßnahme vom Elektroraum (BL) aus unter Bedingungen, die mit den Zugänglichkeitsanforderungen vereinbar sind.

Nach Abschluss aller im Rahmen des 4. RP der CPY-Stufe durchgeführten Überprüfungen stellen die Strahlungsbelastungen in den Räumen, in denen Maßnahmen zur Bewältigung von Situationen des Auslegungsbereichs (radiologisch und thermisch) und des Zusatzbereichs (radiologisch) erforderlich wären, daher die Fähigkeit der Einsatzkräfte nicht in Frage, in diesen Räumen während der erforderlichen Zeit Maßnahmen durchzuführen.

EDF hat die Zugänglichkeitsanalyse für Unfälle des ergänzenden Bereichs durchgeführt, bei denen die thermische Umgebung eine Rolle spielt, und bestätigt die Zugänglichkeit in diesen Situationen.

Ergänzend dazu hat EDF in Anwendung der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [FOH-B] die tatsächliche Fähigkeit des Einsatzpersonals überprüft, die Räumlichkeiten zu betreten und dort die im Nachweis der nuklearen Sicherheit im Falle eines Unfalls erforderlichen Maßnahmen durchzuführen (z. B. Zugänglichkeit der Kontroll- und Steuerungselemente, Fähigkeit zur Durchführung der Maßnahmen beim Tragen von persönlicher Schutzausrüstung, Verfügbarkeit der Werkzeuge, für den Zugang erforderliche Zeit). Die von EDF im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung der Reaktoren der 900-MWe-Klasse vorgesehenen Maßnahmen lauten wie folgt:

- Betriebsanpassung, um den Einsatz von Selbstüberwachungszellen zu ermöglichen, mit denen die RCV-RIS-Ventile im Falle eines APRP4 vom BL aus betätigt werden können. Geplante Änderung in Phase B;
- Umsetzung des Leitfadens zum Strahlenschutz bei radiologischen Notfällen spätestens in der Ergänzungsphase B;
- Bereitstellung der Liste der Räume, die Umwälzkreisläufe (Unfälle mit und ohne Kernschmelze) und/oder Durchführungen durch den Sicherheitsbehälter enthalten, an den Betreiber spätestens in der Ergänzungsphase B;
- Aktualisierung der Sonderbetriebsvorschrift für schwere Wetterereignisse, um im Falle einer Vorwarnung vor starkem Wind die Vorab-Ausrichtung der Nachspeisung der ASG-Abdeckung durch SER zu verlangen. Aktualisierung in Phase B (Ergänzungen) vorgesehen.

Darüber hinaus wird derzeit auf der CPY-Ebene eine Lösung entwickelt, um zu vermeiden, dass in einer H3-Situation im API-Zustand NSO das Innere des BR betreten werden muss. EDF hat sich zum Ziel gesetzt, diese Lösung in der Phase B (Ergänzungen) umzusetzen.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais weist hinsichtlich des Betriebszustands keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPP1419 „Einführung eines AAR bei Erdbeben“ wurde am Block 3 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPE1189 „ Hinzufügung einer Entnahmevorrichtung für das Primärmedium im Stillstandszustand hinter dem CEPP-Wärmetauscher (Dichtungskreislauf der Primärpumpen) hinsichtlich der Risiken einer heterogenen Verdünnung durch CEPP-Leckagen“ wird am Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4. RP 900 umgesetzt.

Die Änderung PNPE1442 Band B „Betriebsänderung: Zugänglichkeit – Einsatz von Selbststeuerungszellen zur Betätigung der RCV-RIS vom BL aus (gleichzeitige ISHP-Einspeisung)“ wird im Rahmen der Phase B „Ergänzungen“ der Änderungen des 4. RP 900 im Block 3 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt.

Die Änderung PNPP1714 „Wasserquelle für die Nachspeisung des harten Kerns“ wird im Rahmen einer spezifischen Planung mit einer geplanten Integration spätestens im Februar 2026 im Block 3 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung im Hinblick auf ihre Berücksichtigung in den Kumulierungsstudien des MDTE werden spätestens bei VD4 + 2 Jahre berücksichtigt.

1.2.1.4. Probabilistische Sicherheitsanalysen (EPS) der internen Ereignisse „*Kessel*“ der Stufe 1

Allgemeiner Teil – Reaktorblock

Die probabilistischen Sicherheitsstudien (EPS) werden im Rahmen der periodischen Überprüfung herangezogen, um die Häufigkeit einer Kernschmelze (Stufe 1) und deren Entwicklung im Vergleich zur Bewertung am Ende der vorherigen periodischen Überprüfung zu bewerten, wobei eine Analyse der Änderungen der Systemeigenschaften, der Betriebspraktiken sowie des aktuellen Wissensstands einbezogen wird.

Im Rahmen des 4. RP 900 wurde die EPS CPY für interne Ereignisse der Stufe 1 aktualisiert, um einen Reaktor der Baureihe CPY im Zustand RP4 900 abzubilden.

EDF hat sich zum Ziel gesetzt, die Häufigkeit von Szenarien zu verringern, die zu frühen und erheblichen Freisetzungen führen. Zu diesem Zweck strebt EDF eine Verringerung des Kernschmelzrisikos an, wodurch sich die damit verbundenen Freisetzungen reduzieren lassen. Diese Sicherheitsbewertung ermöglicht es zudem, die Liste der ergänzenden Maßnahmen zu überprüfen und zu aktualisieren, und zwar auf der Grundlage der Ergebnisse hinsichtlich des Kernschmelzrisikos (Richtwert bei etwa 10^{-7} pro Jahr und Reaktor).

In Vorbereitung auf den 4. RP 900 wurde die Sicherheitsüberprüfung (EPS) der CPY-Generation aktualisiert, um die neuesten Betriebserfahrungen zu berücksichtigen (insbesondere Zuverlässigkeitsdaten der Ausrüstung, Identifizierung und Häufigkeit von Auslösern sowie das Betriebsprofil). Sie berücksichtigt die neuen Erkenntnisse über das Verhalten der Anlage, die aus den jüngsten Studien hervorgehen.

Bei dieser Gelegenheit wurden mehrere bemerkenswerte Erweiterungen des Umfangs der EPS vorgenommen, darunter eine bessere Berücksichtigung der Lüftungssysteme und ihrer Versorgungssysteme (Stromversorgung, Kältequelle), die Behandlung einer größeren Anzahl von auslösenden Ereignissen sowie die Berücksichtigung menschlicher Maßnahmen, die über einen Zeitraum von mehr als 4 Stunden hinweg durchzuführen sind. Die Modellierung der RRI/SEC-Systeme und der elektrischen Systeme wurde ebenfalls verfeinert.

Aus diesen Entwicklungen konnten Erkenntnisse gewonnen werden, die im Rahmen des 4. RP 900 zu folgenden Änderungen führten:

- den Austausch der elektrischen Schütze der Ventilatoren des Lüftungssystems der elektrischen Gebäude durch Verriegelungsschütze (enthalten in der Änderung PNPE1068 für Tricastin 1, PNRL1879 für alle anderen Blöcke der CPY-Generation),
- die Weiterentwicklung der Betriebsverfahren zur Verbesserung:
  - die Zuverlässigkeit der Belüftung der elektrischen Gebäude in Zuständen, in denen der Reaktor abgeschaltet ist,
  - die Zuverlässigkeit der Durchführung einer Notfallmaßnahme im Falle eines Ausfalls der Rohwasser-Notversorgung, die die Kühlquelle des Blocks bildet.

Im Anschluss an die regelmäßige Überprüfung wurde eine neue Version des EPS mit der Bezeichnung *„EPS 900 CPY* VD4“ erstellt, die einen Reaktor der CPY-Generation im Zustand VD4 repräsentiert und die neuesten Betriebserfahrungen sowie neue Erkenntnisse über das Verhalten der Anlage berücksichtigt.

Das EPS 900 CPY VD4 ermöglicht somit eine Bewertung des Kernschmelzrisikos für interne Reaktorkesselereignisse in der Größenordnung von $3,^{10-6}$ pro Jahr und Reaktor. Der Beitrag verteilt sich relativ ausgewogen auf die verschiedenen Unfallfamilien.

Die vorherrschenden Unfallfamilien sind in absteigender Reihenfolge ihres Beitrags:

- Ausfälle von Hochspannungsstromquellen (PSLHT), deren Dominanz auf die Integration von Lüftungssystemen, insbesondere in den Elektroräumen, zurückzuführen ist. Die neuesten Erkenntnisse zu diesen Situationen haben zu Änderungen im Betriebsverhalten geführt, wobei insbesondere die sogenannte „Noyau Dur“-Pumpe (PNPP1811) stärker zum Einsatz kommt, sowie zu einer technischen Änderung, die darin besteht, die Schütze der Ventilatoren in den Elektroräumen zu ersetzen (PNPE1068 für Tricastin 1, PNRL1879 für alle anderen Blöcke der CPY-Generation);
- Unfälle mit Verlust des Primärkühlmittels (APRP);
- Transienten in Verbindung mit einem Ausfall der automatischen Reaktorabschaltung (ATWS);
- Transienten im Sekundärkreis (TGTA);
- Ausfälle von Niederspannungsstromquellen (PSLBT);
- Ausfälle von Kältequellen (PSF), die die aktuellsten Erkenntnisse hinsichtlich des Auslösers berücksichtigen.

Drei Gruppen tragen in geringerem Maße zum Risiko einer Kernschmelze bei, in absteigender Reihenfolge:

- Transienten im Primärkreis (TRCP);
- Brüche an Sekundärrohrleitungen (RTS);
- Brüche von Rohren des Dampferzeugers (RTGV).

Letztendlich sind die im Rahmen des 4. RP 900 umgesetzten Maßnahmen, die sich positiv auf das Risiko einer Kernschmelze auswirken, folgende:

- der Austausch der Stromversorgungsschütze für die Ventilatoren in den Elektroräumen (PNPE1068 für Tricastin 1, PNRL1879 für alle anderen Blöcke der CPY-Generation),
- die Isolierung der thermischen Barriere des GMPP (PNPP1371),
- der Austausch des LLS-Turbogenerators durch den Notstromdiesel DUS (PNPE1152),
- die blockübergreifende Absicherung der Notstromdiesel (PNPE1166),
- die „Noyau Dur“-Pumpe bei Ausfall der Hochspannungsstromversorgung (PNPP1811),

- die Optimierung der Gegenmaßnahmen bei Ausfall der Kühlquelle: Absicherung des RRI durch PTR und Absicherung des RCV durch den RRI des benachbarten Blocks (PNPE1593).

Darüber hinaus ermöglichte die Berücksichtigung der Betriebserfahrungen (REX) eine Abwärtskorrektur der Eintrittswahrscheinlichkeiten einer Reihe von Auslösern (Ausfall der LH-Schalttafeln durch Gleichtaktstörung) sowie die Aktualisierung bestimmter Zuverlässigkeitsdaten (mechanische Blockierung von Brennelementbündeln, Sicherheitspumpen).

Die Sicherheitsbewertung (EPS) für interne Ereignisse im CPY-Reaktorkessel der Stufe 1 wurde somit aktualisiert, um den Referenzausführungszustand eines Reaktors der CPY-Generation nach dem 4. RP 900 widerzuspiegeln. Im Vergleich zur vorherigen Überprüfung wurde für die Sicherheitsbewertung (EPS) bei internen Ereignissen im Reaktorkessel eine Verringerung des Gesamtrisikos einer Kernschmelze in der Größenordnung von 30 % ermittelt.

Blockspezifischer Teil 3 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais weist keine Besonderheiten hinsichtlich des „Palier"-Zustands auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderungen der Betriebsverfahren hinsichtlich der Belüftung und der Durchführung einer Notfallmaßnahme bei Ausfall der Rohwasser-Notversorgung wurden in die Betriebsdokumentation aufgenommen.

Die Änderungen:

- PNPP1811 „Einrichtung eines EAS-ND-Systems zur Wassereinspeisung in den Primärkreislauf und zur Ableitung der Restleistung",
- PNPE1152 „Ersatz der Stromversorgung durch den Notstromturbogenerator durch eine Versorgung über den Notstromdiesel",
- PNPE1166 „Notversorgung des DUS durch den DUS des benachbarten Blocks",
- PNRL1879 „DVLa-Haftschütze des CPY",
- PNPP1371 „Verbesserung der Zuverlässigkeit der Isolierung der GMPP-Wärmebarriere",

wurden im Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPE1593 „Ergänzende Bestimmung ‚RRI-Notversorgung durch PTR': Betriebsänderung und Änderung der automatischen Lastabwurfregelung für bestimmte an das RRI angeschlossene Verbraucher" wird im Rahmen einer spezifischen Planung im Block 3 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt, wobei die Integration ab 2027 vorgesehen ist.

1.2.2. ANSTREBEN VON STUFEN RADIOLOGISCHER FOLGEN, DIE KEINE GEGENMASSNAHMEN FÜR DIE BEVÖLKERUNG ERFORDERN

Die Auslegungsstörfälle und -unfälle stellen die bei der ursprünglichen Auslegung der Blöcke zugrunde gelegten Betriebsbedingungen dar und werden je nach geschätzter Häufigkeit in die Kategorien 2 bis 4 eingestuft:

- Kategorie 2: Störfälle mit mäßiger Häufigkeit,
- Kategorie 3: Unfälle mit sehr geringer Häufigkeit,
- Kategorie 4: höchst unwahrscheinliche Unfälle.

Jedes Störfall- oder Unfallszenario entspricht im Allgemeinen dem repräsentativsten und/oder schwerwiegendsten Fall einer bestimmten Art von Transienten.

Um zu überprüfen, ob die Auslegungsstörfälle und -unfälle nur begrenzte radiologische Auswirkungen auf die Bevölkerung haben, müssen die Ergebnisse der Dosisberechnungen mit Dosisgrenzwerten verglichen werden, die an die untersuchte Situation sowie an den betrachteten Zeitraum angepasst sind. Dabei wird zwischen der Dosis in der Kurzzeitphase des Unfalls, berechnet für 24 Stunden, und der Dosis für 7 Tage unterschieden.

Für Transienten der Kategorie 2 ist kein Dosisgrenzwert festgelegt. Diese Transienten liegen innerhalb des jährlichen Grenzwerts (1 mSv) für die effektive Dosis bei der Exposition der Bevölkerung gegenüber ionisierender Strahlung (Artikel R1333-11 des Gesetzes über das öffentliche Gesundheitswesen).

Was die Transienten der 3. und 4. Kategorie (Kurzzeitphase) betrifft, so wird das festgelegte Anforderungsniveau an die Häufigkeit des Auftretens der jeweiligen Situation angepasst. Es wird unter Berücksichtigung der Interventionsstufen festgelegt, die mit der Umsetzung von Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung in radiologischen Notfällen verbunden sind:

- für Betriebsbedingungen der Kategorie 3: effektive Dosis < 10 mSv,
- für Betriebsbedingungen der Kategorie 4: effektive Dosis < 50 mSv.

Der mit den ergänzenden Betriebsbedingungen verbundene Dosisgrenzwert für die kurzfristige Phase von Unfällen entspricht dem für Auslegungsunfälle der Kategorie 4 festgelegten Wert, d. h.:

- Effektivdosis < 50 mSv.

Bei Unfällen, die zu erheblichen Jodfreisetzungen führen können, wird die Berechnung der kurzfristigen effektiven Dosis durch die Berechnung der Äquivalentdosis an der Schilddrüse über denselben Zeitraum ergänzt, um die Notwendigkeit der Verabreichung von stabilem Jod im Vergleich zu dem in radiologischen Notfällen als Referenzwert geltenden Dosenwert von 50 mSv beurteilen zu können.

Im 4. RP 900 setzt sich EDF ein ehrgeizigeres Ziel als die strikte Einhaltung der Dosisgrenzwerte, die im Rahmen des Sicherheitsnachweises für die verschiedenen Unfallkategorien vorgeschrieben sind. EDF strebt ein Ausmaß an radiologischen Folgen an – für die Kategorien 3 und 4 zusammen –, das keine Schutzmaßnahmen für die Bevölkerung erfordert. In der Praxis bedeutet dies eine kurzfristige Schilddrüsendosis am Standortgrenzwert, die sich 50 mSv annähern soll, sowie eine effektive Dosis, die sich 10 mSv annähern soll.

Um dieses Ziel zu erreichen, umfasst das Arbeitsprogramm und die damit verbundenen Maßnahmen von EDF mehrere Komponenten:

- Neubewertung der radiologischen Folgen von Unfällen im Zusammenhang mit dem Reaktorkessel und Ermittlung von Verbesserungsmöglichkeiten zur Erreichung des Ziels,
- Neubewertung der Leistungsfähigkeit des Sicherheitsbehälters und Ermittlung relevanter Verbesserungsmaßnahmen in diesem Bereich,
- Überprüfung der radiologischen Folgen „*außerhalb des Reaktorkessels*“ (BAC).

1.2.2.1. Neubewertung der radiologischen Folgen „*im* Reaktorkessel“

Allgemeiner Teil „Palier“

❖ **Methodik**

Die Methodik zur Bewertung der radiologischen Folgen unfallbedingter Freisetzungen in die Atmosphäre berücksichtigt die vorstehenden Anweisungen sowie die behördlichen Anforderungen.

❖ **Zusammenfassung der Studien**

Auf alle Sicherheitsstudien der Auslegungs- und Ergänzungsbereiche folgt eine Bewertung der radiologischen Folgen.

Die Berechnungen der radiologischen Folgen von Auslegungsstörfällen (Kategorie 2) und -unfällen (Kategorien 3 und 4) sowie von Unfällen im ergänzenden Bereich zeigen, dass die Freisetzungen radioaktiver Stoffe außerhalb der Anlage, die aus diesen Situationen resultieren, nur begrenzte Folgen für die Bevölkerung und die Umwelt haben. Die berechneten Dosen liegen innerhalb der für diese Störfall- und Unfallkategorien festgelegten Dosisgrenzwerte.

Ein Schwerpunkt liegt auf den Studien zu APRP und RTGV der 4. Kategorie, da diese die höchsten Dosiswerte aufweisen.

➢ **Unfall mit Verlust des Primärkühlmittels der 4. Kategorie (APRP4)**

Die kurzfristigen Ergebnisse des 4. RP 900, die unter strengen Annahmen insbesondere hinsichtlich der Bruchrate der Hüllrohre durchgeführt wurden, entsprechen dem Ziel, das sich EDF im Rahmen des 4. RP 900 gesetzt hat, nämlich Werte anzustreben, die für alle Auslegungsunfälle in der Entfernung zur ersten Wohnsiedlung keine Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung erfordern:

- Die Gesamtwirksame Dosis liegt unter dem Grenzwert von 10 mSv für die Schutzmaßnahme,
- die Äquivalentdosis für die Schilddrüse liegt für die Leistungsstufe CPY im Rahmen des Brennstoffmanagements GARANCE unter dem Grenzwert von 50 mSv, der mit der Verabreichung von stabilem Jod verbunden ist.

➢ **Unfall mit einem Rohrbruch im Dampferzeuger der 4. Kategorie (RTGV4)**

Um die radiologischen Folgen zu verringern und somit die Auswirkungen so gering wie vernünftigerweise möglich zu halten, hat EDF die Machbarkeit einer Reihe von Verbesserungen analysiert. EDF hat sich für zwei Lösungen entschieden:

- Erhöhung der Abfuhrkapazität des GCTa (PNPE1141). Diese Änderung entspricht der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [CR-A-II-II].
- Senkung des gemäß den radiochemischen Spezifikationen des Primärkreislaufs zulässigen Höchstwerts für das Jod-131-Äquivalent im transienten Zustand um 33 % (von 150 auf 100 GBq/t), um den Reaktorbetrieb aufrechtzuerhalten.

Diese Senkung ermöglicht es, die radiologischen Folgen aller Unfälle ohne Bruch der Brennstoffhülsen zu verringern, darunter auch den RTGV der 4. Kategorie – ein Unfall mit den schwerwiegendsten radiologischen Folgen im Rahmen des Sicherheitsnachweises für Unfälle ohne Kernschmelze. Er hat nämlich einen direkten und proportionalen Einfluss auf die Schilddrüsendosen und in geringerem Maße einen direkten Einfluss auf die effektiven Dosen. Dadurch werden die radiologischen Folgen begrenzt, die mit der während des RTGV4-Unfalltransienten freigesetzten Primärwassermenge verbunden sind, sodass zunehmend darauf hingearbeitet werden kann, dass keine Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung erforderlich sind.

Es ist anzumerken, dass die zur Bewertung der radiologischen Folgen verwendete Methode erhebliche Abschläge berücksichtigt, die insbesondere mit den meteorologischen Bedingungen zusammenhängen. Diese Methode entspricht derzeit dem Stand der Technik unter den verfügbaren Methoden. Eine realistischere und repräsentativere Berücksichtigung der meteorologischen Bedingungen und ihrer Variabilität auf der Grundlage eines statistischen Ansatzes würde im Fall des RTGV4-Unfalls zu einer deutlichen Verringerung der Dosen führen.

Darüber hinaus führt EDF in Anwendung der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschriften und zur weiteren Reduzierung der radioaktiven Freisetzungen, insbesondere der flüssigen, Folgendes durch:

- führt EDF eine Änderung der Betriebsführung bei Transienten des RTGV4 durch, die eine Reduzierung der flüssigen Freisetzungen um mehrere Dutzend Tonnen ermöglicht; diese Änderung entspricht der Vorgabe [CR-A-II-2];

- EDF führt eine zusätzliche Senkung (von 100 auf 80 GBq/t) des gemäß den radiochemischen Spezifikationen des Primärkreislaufs zulässigen Höchstwerts für das Jod-131-Äquivalent im Transientenbereich durch, um den Reaktor in Betrieb zu halten. Diese Maßnahme entspricht der Vorschrift [CR-A-I].

Insgesamt ermöglicht die Senkung von 150 auf 80 GBq/t eine Verringerung der äquivalenten Schilddrüsendosis um etwa 50 %.

❖ **Schlussfolgerungen**

Was die radiologischen Folgen betrifft, so liegen die für die Sicherheitsstudien des Auslegungs- und des ergänzenden Bereichs des 4. RP 900 berechneten Dosen innerhalb der für die verschiedenen Störfall- und Unfallkategorien festgelegten Dosisgrenzwerte und entsprechen dem Ziel, das sich EDF für das 4. RP 900 gesetzt hat.

Blockspezifischer Teil 3 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Blayais weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Änderungen in den Unterlagen:

- Senkung der Spezifikationen für Jod-131-Äquivalent auf 80 GBq/t,
- Änderung der Transientenführung des RTGV4,

wurden am Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt.

Die Änderung PNPE1141 „Erhöhung des Durchflusses der Regelventile GCT-a“ wurde am Block 3 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

1.2.2.2. Neubewertung der Leistung des Containment

Allgemeiner Teil – Lagerung

EDF führt seit mehr als 10 Jahren ein Arbeitsprogramm zur Thematik *„Lebensdauer der* Sicherheitsbehälter“ durch. Dieses ist Gegenstand regelmäßiger Präsentationen vor der ASNR. Für die Baureihe CPY wurde die Neubewertung des Sicherheitsbehälters in das Arbeitsprogramm des 4. RP 900 integriert. Dieser Ansatz trägt zur Beherrschung der radiologischen Folgen von Auslegungsunfällen und zur Begrenzung der Auswirkungen eines Unfalls mit Kernschmelze bei (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 4).

In diesem Zusammenhang hat EDF Studien durchgeführt, um Folgendes zu validieren:

- Die Einhaltung der Funktionskriterien im Störfall:
  - Überprüfung, ob der im Sicherheitsbehälter während eines APRP oder einer RTV erreichte Maximaldruck unter dem Auslegungsdruck (5 bar absolut) liegt, wodurch die Einhaltung der funktionalen Kriterien hinsichtlich Festigkeit und Dichtheit des Sicherheitsbehälters im Störfall gewährleistet ist;
  - Überprüfung, dass die während eines APRP oder einer RTV erreichten maximalen Drücke und Taupunkttemperaturen unter dem Qualifizierungsprofil der Ausrüstung unter Unfallbedingungen liegen, was de facto die Funktionsfähigkeit der Ausrüstung im Störfall gewährleistet;

- Überprüfen, ob die maximale Wassertemperatur in den Sammelbecken während der Rückführphase den festgelegten Entkopplungswert nicht überschreitet, wodurch die ordnungsgemäße Funktion der Sicherheitssysteme im Störfall gewährleistet wird.

- Das mechanische Verhalten der Sicherheitsbehälter sowie Korrosionserscheinungen und andere Schäden.
- Die Funktionsfähigkeit und Dichtheit des Sicherheitsbehälters.

Untersuchungen der Druck- und Temperaturbedingungen im Sicherheitsbehälter im Störfall

Anhand der APRP- und RTV-Transienten werden die freigesetzten Massen und Energien (MEL) im Sicherheitsbehälter ermittelt, die als Eingangsgrößen für die Untersuchungen zur Standfestigkeit des Sicherheitsbehälters dienen.

Die Berücksichtigung doppelt betroffener Leckagen bei der Bewertung der freigesetzten Massen und Energien zur Berechnung der Druck- und Temperaturbedingungen im Sicherheitsbehälter stellt eine nachteilige Annahme dar, da sie unrealistisch ist.

Die Untersuchungen der Druck- und Temperaturbedingungen im Sicherheitsbehälter kommen zu dem Ergebnis, dass die Kriterien erfüllt sind.

Zudem wird der maximale Unterdruck im Sicherheitsbehälter im Normalbetrieb infolge einer unbeabsichtigten Auslösung der Behälterberieselung ermittelt. Dadurch lässt sich die Einhaltung des bei der Auslegung berücksichtigten maximalen Unterdrucks überprüfen.

Mechanisches Verhalten und Dichtheit der Sicherheitsbehälter – Korrosionserscheinungen und andere Schäden

❖ **Mechanisches Verhalten und Schäden, die den Sicherheitsbehälter beeinträchtigen können**

Die Berücksichtigung der Themen *„mechanisches Verhalten des* Sicherheitsbehälters“ sowie *„Korrosion und* Schadenserscheinungen“ ist in den DAPE (Dossier d’Aptitude à la Poursuite de l’Exploitation – Unterlagen zur Eignung für die Fortsetzung des Betriebs) vorgesehen
„*Reaktorbehälter 900* MWe“ und *„Bauwerke von 900-MWe-Kraftwerken hinsichtlich der Risiken einer inneren* Betonquellung“ vorgesehen (vgl. Teil III – Abschnitt 1).

Im DAPE werden zudem Belege vorgelegt, die die Angemessenheit der getroffenen Maßnahmen zum Schutz vor Korrosionserscheinungen an der Metallhülle bestätigen.

❖ **Mechanisches Verhalten des Sicherheitsbehälters „VD4 + 10 Jahre“**

Die im Rahmen des 3. RP 900 durchgeführten Untersuchungen zur mechanischen Festigkeit der Sicherheitsbehälter dieser Baureihe (Betonwand und Metallhülle) wurden unter der Annahme eines fortgesetzten Betriebs bis zum 60. Jahr mit einer angemessenen Sicherheitsmarge durchgeführt. Darüber hinaus hat EDF nachgewiesen, dass die Alterungserscheinungen des Betons bereits ab 20 Jahren begrenzt und nach 40 Jahren sehr begrenzt sind, sodass die erzielten Ergebnisse auf das 4. RP 900 übertragbar sind.

❖ **Pathologische Phänomene, die den Sicherheitsbehälter „VD4 + 10 Jahre“ beeinträchtigen könnten**

Die nach Abschluss des 3. RP 900 durchgeführten Studien und Maßnahmen zu Korrosionsproblemen und pathologischen Phänomenen gelten weiterhin für das 4. RP 900.

Die Sicherheitsbehälter der 900-MWe-Reaktoren werden im Rahmen der PBMP regelmäßig auf pathologische Erscheinungen überwacht, die ihre Sicherheitsfunktionen beeinträchtigen könnten. Die Erfahrungen zeigen, dass im Hinblick auf den weiteren Betrieb der Reaktoren die durchgeführte Überwachung eine relativ frühzeitige Erkennung von Störungen ermöglicht, sowohl hinsichtlich der Korrosion der Armaturen und des Risikos einer Alkali-Aggregat-Reaktion (AAR) als auch hinsichtlich der internen Sulfatreaktion (ISR).

❖ **Korrosion der metallischen Dichtungshaut**

Der Nachweis der Betriebsfähigkeit der Sicherheitsbehälter der CPY-Generation hinsichtlich der Problematik der Korrosion der metallischen Dichtungshaut basiert auf den gewonnenen Informationen über den Zustand der metallischen Dichtungshaut bei:

- der Durchführung von Reparaturen im Bereich des Reaktorgebäudebodens an allen 900-MWe-Blöcken (Maßnahmen, die Anfang der 90er Jahre durchgeführt wurden);
- der Durchführung von Sichtprüfungen der Metallhaut im Rahmen der zehnjährigen Inspektionen, die den zufriedenstellenden Zustand der Metallhaut und des metallischen Schutzes der Fuge zwischen Fundamentplatte und Knotenblech bestätigten;
- Durchführung von Sichtprüfungen des Anstrichs und des oberen Teils (Höhe –3,50 m) der Verbindung zwischen Fundamentplatte und Knotenblech gemäß den PBMP „*IPS-Tiefbauwerke*“, die den zufriedenstellenden Zustand des Anstrichs bestätigen;
- Durchführung von Dickenmessungen an den Blechen der Metallhaut des Schafts, von Dickenmessungen an den Blechen der Metallhaut der Kuppel sowie der Überwachung des oberen Teils der Verbindung zwischen Fundamentplatte und Knotenblech, bei denen keine betriebsbedingten Schäden festgestellt wurden, die die Instandhaltung der Sicherheitsbehälter in Frage stellen könnten;
- die Durchführung einer ergänzenden Untersuchung der von Korrosion betroffenen Bereiche, die zu dem Schluss kommt, dass die Metallhaut intakt ist und von den korrodierten Bereichen nicht beeinträchtigt wird, und zwar für alle untersuchten Konfigurationen;
- der Bewertung der Korrosionstiefe, die die Metallhaut beeinträchtigen könnte, woraus hervorgeht, dass das Risiko eines Durchbruchs gering ist;
- der Auswertung der verfügbaren nationalen und internationalen Erfahrungswerte.

Somit stellt die Lochkorrosion der Metallhülle in Verbindung mit einem Durchbruch der Hülle angesichts der durchgeführten Überwachung keinen wahrscheinlichen Alterungsprozess dar, der die Dichtheitsfunktion des Sicherheitsbehälters in Frage stellen könnte.

❖ **Reserve-Durchführungen**

Es wurde eine Kampagne zur Sichtprüfung dieser Durchführungen durchgeführt, um eine vollständige Bestandsaufnahme für alle Blöcke der CPY-Generation zu erstellen. Ziel ist es, jegliche Korrosionserscheinungen zu erkennen, die die Durchführungen beeinträchtigen könnten, und deren Schädlichkeit zu bestimmen.

Die visuellen Befunde für jede Durchführung aller Blöcke werden in fünf Kategorien eingeteilt:

- nicht korrodierte Durchführungen,
- Durchführungen mit Rostblüte (Rostspuren an der Oberfläche ...),
- Durchführungen mit mäßiger Korrosion (eine Oberfläche oder mehrere größere Korrosionsstellen),
- Durchführungen mit starker Korrosion (Blasenbildung, Abblättern auf großflächigen Bereichen…),
- sonstige Fälle: unzugängliche Durchführungen.

Die Ergebnisse dieser Prüfungen werden im Abschnitt *„Zustandsbilanz des Re*aktorblocks“ dargestellt.

❖ **Auskultation**

Um dem Verlust bestimmter, im Beton der Behälter eingebetteter Dehnungsmessstreifen vorzubeugen, hat EDF ein Messsystem namens *„Optimales Auskultationssystem* “ (D.A.O.) definiert, das darauf abzielt, die Kontinuität der Überwachungsmessungen zu gewährleisten, um das mechanische Verhalten und die Entwicklung der verzögerten Verformungen im für den Betrieb erwarteten Bereich während der Behälterprüfungen zu überwachen.

So hat EDF vorbeugend Dehnungsmessstreifen an der Oberseite der vorgespannten Wand der Reaktorgebäude der Baureihe CPY angebracht („Verbesserung der Robustheit des EAU-Systems im Hinblick auf das DAO“ PNPP1546), um ein funktionsfähiges D.A.O zu gewährleisten.

Funktionsfähigkeit und Dichtheit des Sicherheitsbehälters

❖ **Doppelmantelkonstruktion RIS und EAS**

Die Doppelmantelkonstruktion dient dazu, ein unfallbedingtes Leck (Ansaugleitung RIS oder EAS) zwischen den Auffangbecken und dem ersten Absperrventil oder am Ventil selbst einzudämmen. Es ist eine Vorrichtung zur Prüfung der Dichtheit der Doppelmantelkonstruktion installiert.

Diese Doppelhülle bildet während der Unfallphasen mit Rückführung in die Auffangbecken die Verlängerung der dritten Sicherheitsbarriere.

Bei den regelmäßigen Dichtheitsprüfungen der dritten Sicherheitshülle weist EDF nach, dass diese Doppelmäntel dicht sind und ihre Funktion als Erweiterung der dritten Sicherheitshülle erfüllen.

Im Rahmen des 4. RP 900 hat EDF das Risiko eines Containment-Bypasses im Zusammenhang mit den nicht isolierbaren Abschnitten der RIS- und EAS-Rohrleitungen außerhalb des BR analysiert, indem es Folgendes durchgeführt hat:

- eine Überprüfung der verschiedenen in Betracht kommenden Maßnahmen zur Gewährleistung einer lückenlosen Überwachung der doppelten Ummantelung der RIS- und EAS-Rohrleitungen,
- eine detaillierte Analyse der Vor- und Nachteile der Umsetzung der daraus resultierenden Änderungen.

  Daraus geht hervor, dass die Sicherheitshülle im Normalbetrieb durch die äußere Dichtheit der Doppelhülle gewährleistet ist. Die Eindämmung im Störfall wird durch die Integrität der Doppelhülle gewährleistet, die den Anforderungen zur Erfüllung dieser Funktion entspricht. Der Nachweis der Beherrschung der Integrität der Doppelhülle hinsichtlich der Sicherheitsfunktion der Eindämmung stützt sich auf zwei Arten der Überwachung:

- die Überwachung der Dichtheit der Doppelhülle,
- die Überwachung auf das Fehlen von stehendem Wasser, das ein Korrosionsauslöser sein könnte, der langfristig zu einem Dickenverlust der Doppelhülle führen könnte. Diese Überwachung erfolgt durch:
  - regelmäßiger Prüfungen,
  - der vorbeugenden Instandhaltung der verstärkten Epoxidbeschichtung im Bereich der Sumpfkammern,
  - der vorbeugenden Wartung des Absperrventils.

Diese dreifache Überwachung ermöglicht eine lückenlose Überwachung und die Unterscheidung potenzieller Wasserquellen. Die PBMP für alle Stufen sehen vor, dass bei jedem Stillstand zum Nachfüllen die Entlüftung geöffnet wird, wodurch eventuell stehendes Wasser entfernt wird, insbesondere das durch Kondensation entstandene Wasser, das durch die Dichtheitsüberwachung nicht erkennbar wäre.

Ergänzend dazu plant EDF im Rahmen des 4. RP 900 die Einrichtung eines Abzweigs, um eine Sichtprüfung des Inneren der Doppelhülle mittels eines Endoskop- oder Videosystems zu ermöglichen (PNPP1932).

❖ **Erweiterung der dritten Sicherheitsbarriere**

Im Rahmen des 4. RP 900 hat EDF die Definition der Erweiterung der dritten Sicherheitsbarriere aktualisiert. Die festgelegte Definition lautet wie folgt:

- Die Ausdehnung der dritten Sicherheitsbarriere besteht aus Kreisläufen oder Teilen von Kreisläufen sowie den dazugehörigen Ausrüstungen, die gleichzeitig die folgenden Kriterien erfüllen:
  - Sie befinden sich außerhalb der dritten Sicherheitsbarriere, die durch das Reaktorgebäude gebildet wird;

- Sie können vom Inneren des Sicherheitsbehälters aus über die Grenzen der dritten Barriere hinaus, wenn die Einschlussfunktion erforderlich ist (Isolierung der dritten Barriere), Folgendes leiten:
  - entweder Primärmedium nach einem Störfall, der zu einer Beschädigung der ersten Barriere führen könnte (Hüllenbrüche),
  - entweder die Atmosphäre des Sicherheitsbehälters nach einem Störfall, der gleichzeitig zu einer Beschädigung der ersten Barriere und zu einer Freisetzung von Primäraktivität in den Sicherheitsbehälter führen kann (Ausfall der zweiten Barriere).
- Diese Kreisläufe oder Teile von Kreisläufen:
  - entweder werden sie bei einem Störfall in Betrieb genommen, da sie für die Erfüllung einer radiologischen Sicherheitsfunktion erforderlich sind,
  - entweder sind sie bereits vor einer Störfallsituation in Betrieb und werden während des Unfalls weiterbetrieben.

- Die für die Identifizierung der Kreisläufe, die gemäß der obigen Definition die Erweiterung der dritten Sicherheitsbarriere bilden, berücksichtigten Störfallsituationen sind die im Rahmen des Nachweises der nuklearen Sicherheit untersuchten Betriebsbedingungen: die Auslegungsbetriebsbedingungen, die Bedingungen des ergänzenden Bereichs sowie Störfallsituationen mit Kernschmelze, für die technische oder betriebliche Vorkehrungen festgelegt sind.

Die Anforderungen an die Kreisläufe, die zur Erweiterung der dritten Barriere gehören, ergänzen die Auslegungsanforderungen für den Sicherheitsbehälter und dessen Isolationssystem sowie für die mit dem Sicherheitsbehälter verbundenen Sicherheitssysteme. Für alle Komponenten der Erweiterung der dritten Barriere, die zur Minderung von Auslegungsunfällen oder Unfällen des ergänzenden Bereichs erforderlich sind, gilt die Anforderung der äußeren Dichtheit. Für Komponenten, die sich an der Grenze der Erweiterung der dritten Barriere befinden, gilt die Anforderung der äußeren und inneren Dichtheit. Die Kreisläufe, die zur Minderung von Unfallsituationen mit Kernschmelze erforderlich sind und ebenfalls unter die Definition der Erweiterung der dritten Barriere fallen, müssen diese Anforderungen ebenfalls erfüllen.

Ergänzend dazu wurden im Rahmen des 4. RP 900 Studien durchgeführt, um:

- zunächst die Kreisläufe, Kreislaufabschnitte und beweglichen Einrichtungen zu identifizieren, die für das Erreichen des sicheren Zustands bei den in der Sicherheitsnachweisführung betrachteten Unfällen nicht erforderlich sind, aber gemäß den Unfallverfahren – einschließlich derjenigen, die von den für den Reaktorbetrieb zuständigen Teams auf Anforderung des Krisenstabs durchgeführt werden – aktives Medium außerhalb des Sicherheitsbehälters transportieren könnten;
- in einem zweiten Schritt für die identifizierten Anlagen deren Dichtheit in den betrachteten Unfallsituationen nachzuweisen.

Die von EDF durchgeführten Analysen ermöglichten es, zwei Kreisläufe zu identifizieren (den mobilen Notkreislauf der EAS- und ISBP-Systeme sowie den Druckentlastungs- und Filterkreislauf des Sicherheitsbehälters im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze) und deren Dichtheit in den betrachteten Unfallsituationen nachzuweisen.

❖ Regelmäßige Dichtheitsprüfung der Dichtungen des TAM

EDF hat die Repräsentativität der derzeit durchgeführten Dichtheitsprüfungen an der Doppeldichtung des TAM bewertet. Diese Prüfungen ermöglichen es, regelmäßig zu überprüfen, ob die Dichtheit der TAM-Dichtungen nicht beeinträchtigt ist, und somit die Verfügbarkeit der Einschlussfunktion zu gewährleisten. Eine Analyse der Daten aus dem Erfahrungsbericht (REX) zu den durchgeführten Kontrollen hat bestätigt, dass die zur Überprüfung der Dichtheit des TAM eingesetzten Kontrollen angemessen sind.

❖ **Überwachungssystem für die Sicherheitshülle**

In Anwendung der von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [CONF-E] hat EDF die festgelegten Anforderungen an das System zur Überwachung der Leckagerate des Sicherheitsbehälters während des Betriebs (SEXTEN) für jeden Reaktor der 900-MWe-Baureihe definiert, die der Einstufung IPS-NC der wesentlichen Sensoren entsprechen, die in die Ermittlung der Leckagerate des Sicherheitsbehälters einfließen. Die Umsetzung dieser festgelegten Anforderungen führt zur Einführung regelmäßiger Prüfungen an eben diesen Sensoren sowie zu folgenden Änderungen in der Dokumentation:

- Aktualisierung des Sicherheitsberichts;
- Erstellung einer Wartungsvorschrift;
- Aktualisierung der Prüfvorschrift für nicht RGE-relevante Prüfungen;
- Erstellung eines Leitfadens zur Beschreibung der Modalitäten für die Überwachung der Leckagerate des Sicherheitsbehälters beim Wiederanfahren und Verweis auf diesen Leitfaden im Nachweisdokument der technischen Sicherheitsmaßnahmen (STE) der betroffenen Blöcke.

Blockspezifischer Teil 3 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais weist hinsichtlich des Lagerzustands keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

EDF hat eine Reihe von Sichtprüfungen an den verschlossenen Reserve-Durchführungen durchgeführt, um etwaige Korrosionserscheinungen, die die Durchführungen beeinträchtigen könnten, zu erkennen und deren Schädlichkeit zu bestimmen. Alle Durchführungen konnten untersucht werden.
Die Bilanz für die 18 untersuchten Durchführungen zeigt, dass 8 Durchführungen mäßige Korrosion aufweisen und eine Durchführung Rostblüten aufweist, was die Leistungsfähigkeit der Anlage jedoch nicht beeinträchtigt.
Die Gesamtheit der durchgeführten Kontrollen zeigt einen guten allgemeinen Zustand der verschlossenen Reserve-Durchführungen: Es wurden keine Beschädigungen festgestellt, die ihre Integrität und damit die Gesamtdichtheit des Sicherheitsbehälters gefährden könnten.

Die Änderung PNPP1546 „Fortführung der Wasserüberwachung im Hinblick auf das DAO“ wurde im Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPP1932 „Einbau einer Entnahmestelle an der doppelten Hülle der Sicherheitsinjektionssysteme RIS und des Sprühsystems EAS für endoskopische Untersuchungen“ wird im Block 3 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4. RP 900 umgesetzt.

1.2.2.3. Neubewertung der radiologischen Auswirkungen *„außerhalb des Reaktorkessels“*

Allgemeiner Teil „Lagerbereich“

In Fortführung des 3. RP 1300 hat EDF die Auslegungsstörfälle und -belastungen der BAC-Gebäude analysiert, um die Akzeptanz der möglicherweise verursachten radiologischen Folgen im Hinblick auf die von den Behörden festgelegte Interventionsschwelle für den Schutz der Bevölkerung, d. h. 10 mSv effektive Dosis, sicherzustellen.

Die wichtigsten Regeln für diesen Nachweis lauten wie folgt:

- Ereignisse, Störfälle oder Einwirkungen in den BAC, die den Kesselbetrieb nicht betreffen, werden im Hinblick auf ihre radiologischen Folgen untersucht, indem die Sicherheitsfunktion der Eindämmungskontrolle überprüft wird;

- Die Gebäudestruktur muss im Falle eines Ausfalls der darin enthaltenen Kreisläufe und Behälter eine Rückhaltefunktion für die darin enthaltenen Flüssigkeiten gewährleisten, um eine mögliche Kontamination des Grundwassers zu verhindern;
- Im Normalbetrieb müssen die Anlage und ihr Betrieb im Rahmen des Personenschutzes zu einer so geringen Exposition gegenüber ionisierender Strahlung führen, wie dies vernünftigerweise möglich ist;
- Es werden Rahmen-Szenarien definiert, um Stör- oder Unfallsituationen zu ermitteln und die Akzeptanz ihrer Folgen zu überprüfen.

Die durchgeführten Sicherheitsanalysen kommen zu dem Schluss, dass die radiologischen Folgen im Falle eines Unfalls akzeptabel sind. Insbesondere liegt die für das gewählte Extremfallszenario (großflächiger Brand im BAC) berechnete Dosis deutlich unter dem Kriterium von 10 mSv effektiver Dosis.

Das Betriebshandbuch für die BAN, BAC und BTE zur Entsorgung nuklearer Abfälle ergänzt die Auslegungsvorschriften durch Betriebsvorschriften und trägt zur Einhaltung der Sicherheitsanforderungen bei. Dieses Handbuch trägt insbesondere zur Begrenzung der aus der Lagerung der BAC resultierenden Dosisleistung, zur Begrenzung der Wärmebelastung im Gebäude (Brandrisikokontrolle) und zur Verbesserung der radiologischen Reinheit bei.

Die Auslegungsvorschriften werden zudem durch die Umsetzung von Betriebsvorschriften ergänzt, die zur Verhinderung von unbeabsichtigten Freisetzungen und Leckagen beitragen, die in die Umwelt gelangen könnten.

Nach Abschluss der Prüfung im Rahmen der Sicherheitsüberprüfung der CPY-BACs wird EDF seine Analyse vervollständigen, um insbesondere ein aktualisiertes Abfallinventar für einen Zeitraum von 10 Jahren einzubeziehen, die Anforderungen an die Ausrüstung und Vorkehrungen zur Begrenzung des Risikos der Freisetzung radioaktiver Stoffe zu identifizieren und zu begründen, den „Envelope“-Charakter der ausgewählten Brandszenarien zu begründen und die radiologischen Folgen zu bewerten.

Die bei der Auslegung und im Betrieb getroffenen Maßnahmen sind geeignet, ein zufriedenstellendes Sicherheitsniveau im BAC zu gewährleisten.

Spezifischer Teil zum Block 3 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Der Reaktorblock Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Es gibt keine Änderungen zu diesem Thema beim Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais.

1.3. FAZIT

Die Unfallstudien berücksichtigen den aktuellen Stand des Wissens und bewährte Methoden, von denen einige bereits beim EPR Flamanville 3 zum Einsatz kommen. Sie erfüllen alle damit verbundenen Sicherheitskriterien.

Darüber hinaus wurde das Verhalten der Reaktoren der Baureihe CPY bei den für den Auslegungsbereich des EPR Flamanville 3 festgelegten Transienten und Bedienerreaktionszeiten bewertet. Die derzeitigen oder im Rahmen des 4. RP 900 vorgesehenen Schutzmaßnahmen ermöglichen es den Reaktoren der Baureihe CPY, die Sicherheitsanforderungen zu erfüllen, die sich aus der Berücksichtigung der Betriebsbedingungen und Bedienerreaktionszeiten des deterministischen Auslegungsreferenzrahmens des EPR-Reaktors von Flamanville 3 ergeben.

Die internen CPY-Kesselereignis-Sicherheitsanalysen (EPS) der Stufe 1 wurden aktualisiert, um den Referenzausführungszustand eines Reaktors der CPY-Generation nach der Überprüfung im Rahmen des 4. RP 900 widerzuspiegeln. Die Ergebnisse dieser Sicherheitsanalysen zeigen eine allgemeine Verbesserung gegenüber der vorherigen Überprüfung (Verringerung des Gesamtrisikos einer Kernschmelze in der Größenordnung von 30 %).

Was die radiologischen Folgen betrifft, so liegen die für die Sicherheitsstudien der Auslegungs- und Ergänzungsbereiche des 4. RP 900 ermittelten Dosen innerhalb der Dosisgrenzwerte für die verschiedenen Störfall- und Unfallkategorien.

Im Hinblick auf das Ziel, die radiologischen Folgen auf ein Niveau zu senken, das keine Gegenmaßnahmen für die Bevölkerung erfordert, senkt EDF in den radiochemischen Spezifikationen für das Wasser des Primärkreislaufs den Aktivitätsgrenzwert in Jod-131-Äquivalent und führt eine Erhöhung des GCT-a-Durchflusses sowie eine Änderung der Betriebsführung im RTGV durch.

Der RTGV-Unfall, der den Auslegungstransienten mit den höchsten radiologischen Folgen darstellt, ist Gegenstand von Berechnungen mit Methoden auf dem neuesten Stand der Technik, bei denen die Aussichten auf Verbesserungen es ermöglichen werden, durch eine bessere Berücksichtigung der meteorologischen Schwankungen der Situation noch näher an den Punkt heranzukommen, an dem keine Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung mehr erforderlich sind.

ABSCHNITT 2: BELASTUNGEN

2 BELASTUNGEN 92
2.1 ZIELE 92
2.2 ERFÜLLUNG DER ZIELE 93
2.2.1 Sicherstellung der Robustheit der Anlagen hinsichtlich der im Rahmen der Überprüfung neu bewerteten Belastungsniveaus sowie gemäß den internationalen Empfehlungen (WENRA) 93
2.2.1.1 Brand 96
2.2.1.2 Interne Explosion 104
2.2.1.3 Interne Überschwemmung, Rohrleitungsausfälle sowie Ausfälle von Behältern, Pumpen oder Hochdruckventile 115
2.2.1.4 Externe Überschwemmung 120
2.2.1.5 Erdbeben 124
2.2.1.6 Kollisionen und herabfallende Lasten 129
2.2.1.7 Interne elektromagnetische Störungen (EMS) 133
2.2.1.8 Große Heißbereiche 135
2.2.1.9 Extreme Kälte 139
2.2.1.10 Angriffe der Kältequelle 142
2.2.1.11 Starke Winde und durch starken Wind verursachte herumfliegende Gegenstände 145
2.2.1.12 Tornado 146
2.2.1.13 Blitzschlag und externe elektromagnetische Störungen (EMS) 148
2.2.1.14 Schnee 149
2.2.1.15 Risikomanagement in der Industrie 150
2.2.1.16 Risikomanagement im Luftverkehr 154
2.2.1.17 Ergänzende Studiengänge 155
2.2.2. Anstreben eines Kernschmelzrisikos, das Ereignisse mit einer Häufigkeit von etwa 10^{-5} pro Jahr einbezieht. Reaktor 159
2.2.2.1 Brand-EPS 160
2.2.2.2 EPS Interne Explosion 162
2.2.2.3 EPS Interne Überflutung 164
2.2.2.4 EPS Externe Überschwemmung 165
2.2.2.5 EPS Erdbeben 166
2.2.2.6 Gesamtüberarbeitung EPS 167
2.3 FAZIT 169

2 AGGRESSIONEN

2.1 OBJEKT -EFFEKTE

Einwirkungen sind Ereignisse oder Situationen, die direkt oder indirekt zu Schäden an Strukturen, Systemen oder Komponenten führen können, die zur Erfüllung der grundlegenden Sicherheitsfunktionen erforderlich sind.

Im Rahmen des Nachweises der nuklearen Sicherheit in Bezug auf Beanspruchungen werden folgende Beanspruchungsarten definiert:

- interne Einwirkungen,
- externe Einwirkungen, die in zwei Arten unterteilt werden:
  - natürliche externe Einwirkungen,
  - vom Menschen verursachte externe Einwirkungen.

Ursprünglich berücksichtigte der Nachweis der nuklearen Sicherheit Einwirkungen nach einem im Wesentlichen deterministischen Auslegungsansatz. Dieser Teilbereich *„Auslegungsbereich*“ (oder Referenzauslegungsbereich) liefert für jede der berücksichtigten Einwirkungen einen deterministischen Nachweis der Einhaltung der Sicherheitsziele im Falle einer sogenannten *„Referenzeinwirkung“.*

Ab dem 3. RP 1300 wird für bestimmte Einwirkungen ein probabilistischer Teil in den Nachweis der nuklearen Sicherheit eingeführt.

Das 4. RP 900 folgt diesem Ansatz mit einem deterministischen Teil des Sicherheitsnachweises und einem probabilistischen Teil. Dies spiegelt sich in den beiden folgenden Zielen wider:

<u>Ziel Nr. 1</u>: Sicherstellung der Robustheit der Anlagen gegenüber den im Rahmen der Überprüfung neu bewerteten Belastungsgraden sowie gemäß den internationalen Empfehlungen (WENRA)

Im Rahmen des 4. RP 900 hat sich der allgemeine Ansatz zur Berücksichtigung von Einwirkungen weiterentwickelt, und die Einwirkungsstudien wurden aktualisiert, um insbesondere den Zustand der Anlage, die im Laufe des Betriebs gesammelten Erfahrungen, den Wissensstand – einschließlich der Erkenntnisse zum Klimawandel und seinen Auswirkungen – sowie die für ähnliche Anlagen geltenden Vorschriften zu berücksichtigen.

Ziel ist es, im Falle einer Beanspruchung das Risiko einer Beeinträchtigung der folgenden Sicherheitsziele zu begrenzen:

- Integrität des Druckbehälters des Hauptprimärkreislaufs,
- Abschaltung und Aufrechterhaltung eines sicheren Zustands des Reaktors,
- Verhinderung und Begrenzung der radiologischen Folgen von Unfällen für Mensch und Umwelt auf ein Maß, das unter wirtschaftlich vertretbaren Bedingungen so gering wie vernünftigerweise zulässig ist.

Im Rahmen des 4. RP 900 ist es das Ziel der EDF, bei den Belastungsstudien die WENRA-Referenzwerte anzuwenden und die Zugänglichkeit der Räumlichkeiten für die Durchführung der zum Schutz vor Belastungen erforderlichen Maßnahmen zu überprüfen.

<u>Ziel Nr. 2</u>: Anstreben eines Gesamtkernschmelzrisikos (RFC), das Störfälle von etwa 10^{-6} pro Reaktorjahr einbezieht

Der probabilistische Ansatz ergänzt den deterministischen Ansatz bei der Bewertung des Kernschmelzrisikos, um das Sicherheitsniveau der Anlagen zu beurteilen. Im Rahmen des 4. RP 900 hat EDF den Umfang der Sicherheitsleistungsstudien (EPS) auf den Bereich interner und externer Störfälle ausgeweitet. EDF hat probabilistische Sicherheitsstudien der Stufe 1 zu folgenden Störfällen durchgeführt:

- EPS Brand,
- EPS Interne Explosion,
- EPS Externe Überschwemmung,
- EPS „Interne Überschwemmung“,
- EPS Erdbeben.

2.2 ERFÜLLUNG DER ZIELE -EFFEKTE

2.2.1 Sicherstellung der Robustheit der Anlagen gegenüber den im Rahmen der Überprüfung neu bewerteten Belastungsniveaus sowie gemäß den internationalen Empfehlungen (WENRA)

Die Auslegung der Blöcke der Baureihe 900 MWe berücksichtigt von Anfang an den Schutz vor plausiblen internen oder externen Einwirkungen. Diese Anforderung schlägt sich meist in der Begrenzung des Gemeinsamsmodusrisikos für die Systeme nieder, die für die Rückführung und Aufrechterhaltung des Reaktors in einem sicheren Zustand erforderlich sind. Die im Rahmen der aufeinanderfolgenden periodischen Überprüfungen durchgeführten Neubewertungen und insbesondere die Berücksichtigung der gewonnenen Erfahrungen führten in der Folge zu einer Verbesserung der Methoden zur Berücksichtigung der verschiedenen Beanspruchungen, insbesondere derjenigen im Zusammenhang mit dem Klimawandel.

Ergänzend zum Leitfaden für die 4. periodische Überprüfung 900 hat EDF den Umfang und die Ziele der Sicherheitsverbesserungen im Hinblick auf Beanspruchungen präzisiert. Diese Elemente werden im Folgenden dargestellt.

Im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung 900 hat EDF die Vollständigkeit der Liste der berücksichtigten Einwirkungen im Vergleich zu den in der Verordnung vom 7. Februar 2012, geändert durch die Artikel 3.5 und 3.6, sowie in den WENRA-Referenzwerten identifizierten Einwirkungen überprüft. Die Einwirkungen werden entweder ausdrücklich berücksichtigt, fallen unter andere berücksichtigte Einwirkungen (z. B. Hagel, Emissionen gefährlicher Stoffe) oder werden aus folgenden Gründen ausgeschlossen:

- sie sind für französische Anlagen nicht relevant (z. B. Sand- oder Salzstürme, Lawinen),
- sie sind aufgrund ihrer sehr geringen Wahrscheinlichkeit vom Umfang der Analyse ausgeschlossen (z. B. Meteorit).

Die im Rahmen des 4. RP 900 behandelten Einwirkungen werden im weiteren Verlauf dieses Absatzes vorgestellt. Im

Rahmen des 4. RP 900 lauten die Verbesserungsziele für die Studien zu den Referenzeinwirkungen:

- die Berücksichtigung der durch den geänderten Erlass vom 7. Februar 2012 und die veröffentlichten ASN-Entscheidungen eingeführten erweiterten behördlichen Anforderungen, was insbesondere zur Konkretisierung der Anforderungen durch die Schaffung neuer Kapitel zu Einwirkungen im Sicherheitsnachweis führt,
- die Einbeziehung der seit dem 3. RP 900 gewonnenen Erfahrungen (Betrieb, Wissensfortschritt), was sich insbesondere in der Berücksichtigung der Vorgaben anderer Stufen (3. RP 1300, 1. RP N4) und der ständigen thematischen Arbeitsgruppen (externe Überschwemmungen, REX usw.) sowie der Klimabeobachtung niederschlägt.

Darüber hinaus unterliegen die für den Schutz vor Störereignissen erforderlichen Anlagen dem EIPS-Status. Die mit dem EIPS-Status verbundenen Anforderungen (insbesondere die Überwachung dieser Anlagen im Betrieb) werden im Rahmen des 4. RP 900 berücksichtigt.

Im Rahmen des 4. RP 900 umfasst das Ziel der Verbesserung der Sicherheitsanforderungen für die Referenzstörfallstudien auch die Berücksichtigung der WENRA-Referenzwerte von 2008. In der Praxis führt die Analyse dazu, dass die Referenzwerte E8.2 bezüglich der Anwendung eines erschwerenden Faktors und E9.3 bezüglich der Reaktionszeit des Betreibers einbezogen werden. Es wurden Sensitivitätsanalysen zu diesen Regeln durchgeführt. EDF hat zudem die WENRA-Referenzwerte 2014 analysiert und insbesondere – soweit technisch relevant – die im Rahmen des 4. RP 900 für klimatische Einwirkungen berücksichtigten Naturgefahrenstufen auf Werte festgelegt, die einer jährlichen Eintrittswahrscheinlichkeit pro Reaktor von weniger als 10^{-4} entsprechen (Referenzwert T4.2).

Die im Rahmen des 4. RP 900 festgelegten Änderungen der Anforderungen an die Studien zu Referenzbelastungen stehen somit im Einklang mit den Niveaus der fortschrittlichsten europäischen Standards für bestehende Reaktoren.

Anwendung eines Verschärfungsfaktors:

EDF hat ein Verfahren zur Anwendung des Verschärfungsfaktors auf die Referenzbelastungen des Sicherheitsnachweises (im Vergleich zu den WENRA-Referenzniveaus 2008) definiert. Für jede Referenzbelastung wurde eine Untersuchung durchgeführt, bei der plausible Kumulierungen unter Anwendung eines Verschärfungsfaktors auf die aktiven Ausrüstungen[2] berücksichtigt wurden, die es ermöglichen, die Belastung zu verhindern oder deren Folgen zu begrenzen (Ausrüstung zur Abwehr von Störfällen). Diese Analyse hat gezeigt, dass trotz der Berücksichtigung eines Ausfalls an einer in der Störfallstudie bewerteten Anlage die für Auslegungsunfälle der Kategorie 4 festgelegten Freisetzungskriterien eingehalten werden.

Die Schlussfolgerungen dieser Studien flossen in den Sicherheitsnachweis ein und werden im Folgenden für jeden Angriff einzeln dargestellt.

EDF hat diesen Ansatz für bestimmte Störfälle durch ein Verfahren ergänzt, das darauf abzielt, das hohe Zuverlässigkeitsniveau der in den Störfallstudien berücksichtigten passiven Anlagen zu begründen und gegebenenfalls Maßnahmen zu identifizieren, die zur Stärkung dieser Zuverlässigkeit umgesetzt werden müssen. Diese Maßnahmen werden für Anlagen umgesetzt, die eine erhebliche sicherheitstechnische Bedeutung haben, die auf der Grundlage der Störfall-EPS oder deterministischer Überlegungen bewertet wird. Dieser Ansatz wurde für die Einwirkungsarten „Brand“ (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1.1), interne Überschwemmung (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1.3) und interne Explosion (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1.2) angewendet.

Einsatzzeiten des Betreibers:

Die Referenzbelastungsstudien berücksichtigen Reaktionszeiten des Bedieners, die denen der Auslegungsunfallstudien entsprechen, nämlich:

- eine Reaktionszeit des Bedienpersonals im Kontrollraum von 20 Minuten,
- Reaktionszeiten vor Ort von 25 Minuten für Maßnahmen im Elektroraum oder in dessen unmittelbarer Nähe sowie von 35 Minuten für Maßnahmen in den übrigen Gebäuden.

Für jede Referenzstörungssituation wurde eine Sensitivitätsanalyse für eine Reaktionszeit des Bedieners im Kontrollraum von 30 Minuten durchgeführt, um das Fehlen *eines „Klippeneffekts“* zu überprüfen.

Schließlich führte EDF eine Sensitivitätsanalyse für eine Reaktionszeit des Bedieners von 1 Stunde vor Ort bei den Konfigurationen durch, die als besonders sensibel identifiziert wurden.

[2] Im Sinne des Ansatzes zur Berücksichtigung eines erschwerenden Faktors in Belastungsstudien umfassen die sogenannten „aktiven“ Anlagen sowohl extern gesteuerte oder überwachte Anlagen, die manuell oder automatisch mit Hilfe von Übertragungs- und Antriebsmitteln (z. B. elektrischer Strom, hydraulische oder pneumatische Systeme) aktiviert werden, als auch „nicht-statische“ Anlagen.

Zielwerte für jährliche Eintrittswahrscheinlichkeiten pro Reaktor unter 10^{-4} bei klimatischen Einwirkungen:

Ende 2014 wurde in den WENRA-Referenzwerten ein neues Kapitel speziell für natürliche Einwirkungen geschaffen. Das Referenzniveau T4.2 verlangt insbesondere die Berücksichtigung einer jährlichen Eintrittswahrscheinlichkeit von 10^{-4} pro Reaktor bei der Festlegung der Referenzniveaus für natürliche Einwirkungen oder, falls die Berechnung dieser Wahrscheinlichkeit nicht möglich ist, den Nachweis eines gleichwertigen Sicherheitsniveaus.

Das Arbeitsprogramm des 4. RP 900, das vor der Veröffentlichung der WENRA-Referenzniveaus erstellt wurde, wurde aktualisiert.

Die Schlussfolgerungen der von EDF durchgeführten Analyse lauten wie folgt:

- Bei den meisten externen Einwirkungen natürlichen Ursprungs erschwert der aktuelle Wissensstand die Abschätzung eines Eintrittswahrscheinlichkeitsniveaus, das einer jährlichen Eintrittswahrscheinlichkeit von 10^{-4} pro Reaktor entspricht. Diese Abschätzung ist leicht möglich, wenn historische Daten vorliegen und sich die Bedingungen kaum ändern: Dies gilt für externe Überschwemmungen, Erdbeben, Niedrigwasserstände und Tornados. Bei anderen externen Einwirkungen natürlichen Ursprungs ist dies komplexer; in einigen Fällen war die Anwendung eines spezifischen Ansatzes erforderlich, um – sofern notwendig – Gefahrenniveaus zu bestimmen, die deutlich über den für die Auslegung zugrunde gelegten Werten liegen. In diesem Fall basiert der Ansatz auf einem Gefahrenwert mit einer
  „*vernünftig* quantifizierbaren“ Eintrittswahrscheinlichkeit (typischerweise eine Wiederkehrperiode von 100 Jahren), auf den eine Sicherheitsmarge angewendet wird, die nach Einschätzung des Ingenieurs zu einem Gefährdungsniveau führt, das mit dem von der WENRA festgelegten 10.000-Jahres-Ziel vergleichbar ist. Dieses Vorgehen wurde für folgende Einwirkungen angewendet: Starkwind, Hitzewelle und extreme Kälte.

- Das Referenzniveau für das 4. RP 900 hinsichtlich der Einwirkungen Erdbeben, externe Überschwemmung, Einwirkungen der Kühlquelle, Blitzschlag und Tornado entspricht den WENRA-Erwartungen. Die am Kraftwerk CPY durchgeführten Untersuchungen zeigen die gute Robustheit der Anlagen gegenüber den Einwirkungen Hitzewelle und extreme Kälte. Die Studie zur Hitzewelle wurde insbesondere im Rahmen der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [AGR-C] aufgegriffen, um die Berücksichtigung der mit den Modellierungen und den Außenlufttemperaturen verbundenen Unsicherheiten zu verbessern. EDF hat ein Risiko definiert, das über die in seinem Referenzsystem „Grands Chauds“ festgelegten Temperaturen hinausgeht und einer Wiederkehrperiode von 10.000 Jahren entspricht, und hat dies angesichts der mit seiner Bewertung verbundenen Unsicherheiten begründet. EDF hat die Verfügbarkeit der erforderlichen Ausrüstung zur Bewältigung dieser Situation überprüft, auch im Falle eines Ausfalls der externen Stromversorgung, und für jeden der identifizierten Fälle, in denen die Grenzwerte überschritten werden, eine spezifische Vorgehensweise eingeleitet, die den Sicherheitsanforderungen angepasst ist.

- Auch bei starken Winden wird die Robustheit der Anlagen direkt und ohne Änderungen an der Anlage nachgewiesen.

- Im Hinblick auf Schnee wird EDF nach Abschluss der Phase B eine Vorschrift in das Betriebshandbuch aufnehmen, die sich auf Bauwerke bezieht, bei denen eine Schneeräumung erforderlich ist, um die Robustheit der Anlagen bei Gefahrenstufen zu gewährleisten, die über die Auslegungswerte hinausgehen.

Berücksichtigung der Auswirkungen des Klimawandels auf die Anlagen:

Im Rahmen eines vorausschauenden Ansatzes möchte EDF sicherstellen, dass der Klimawandel die Gewährleistung einer korrekten Auslegung der Anlagen angesichts der zu befürchtenden Gefahren, deren Merkmale sich ändern könnten, nicht in Frage stellt.

EDF hat daher einen Ansatz zur Berücksichtigung des Klimawandels im Hinblick auf natürliche äußere Einflüsse entwickelt, der im Zusammenhang mit der regelmäßigen Veröffentlichung der Berichte des Zwischenstaatlichen Ausschusses für Klimawandel (IPCC) umgesetzt wird und folgende Ziele verfolgt:

- die klimatischen Risiken zu identifizieren, deren Entwicklung plausibel oder sicher ist und die zu einer Aufwärtskorrektur des Referenzrisikoniveaus führen könnten,

- zu überwachen, ob Kriterien erreicht werden, die für ein Gefahrenniveau repräsentativ sind, das eine eingehende Analyse auslöst, um die Robustheit der Referenzwerte zwischen zwei regelmäßigen Überprüfungen zu gewährleisten.

Somit werden die Klimarisikostufen auf der Grundlage des neuesten wissenschaftlichen Kenntnisstands aktualisiert, sowohl hinsichtlich der Daten als auch der Modelle und Methoden. Die korrekte Auslegung der Anlagen im Hinblick auf klimatische Einwirkungen erfordert für jede Referenzeinwirkung die Festlegung eines Einwirkungsniveaus, das je nach Fall auf einer Wiederkehrzeit oder auf einer normativen Vorgabe (z. B. Blitzschlagniveau) basiert. Diese Einwirkungsniveaus dienen als Eingabedaten für die im Rahmen des 4. RP 900 durchgeführten Einwirkungsstudien.

Der weitere Verlauf dieses Abschnitts ist der Darstellung der Ergebnisse der Untersuchungen zu den verschiedenen im Rahmen des 4. RP 900 berücksichtigten Einwirkungen gewidmet.

2.2.1.1 Brand

Allgemeiner Teil – Etage

❖ **Hintergrund und Gegenstand der Studien**

Über die allgemeinen Ziele hinaus, die für alle im Rahmen des 4. RP 900 zu berücksichtigenden Einwirkungen gelten (vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1), zielt die von EDF angestrebte Verbesserung der Sicherheitsanforderungen hinsichtlich Brandrisiken auf die Überprüfung der korrekten Dimensionierung der Brandabschnitte ab. Zu diesem Zweck hat EDF die Fortschritte in der Modellierung genutzt, um die Berücksichtigung brandbedingter Phänomene zu verbessern.

Ergänzt werden diese Ziele durch die Einhaltung der behördlichen Anforderungen, die durch den geänderten Erlass vom 7. Februar 2012 und den Brandschutzbeschluss Nr. 2014-DC-0417 vom 28. Januar 2014 bezüglich der für Kernkraftwerke (INB) geltenden Vorschriften zur Beherrschung von Brandrisiken eingeführt wurden.

Schließlich wird der deterministische Ansatz durch einen probabilistischen Ansatz ergänzt, der eine umfassendere Bewertung der Robustheit der Anlage gegenüber einem Brand liefert (vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.2.1).

Der Schutz vor Brandrisiken ist von Anfang an in die Auslegung der Blöcke der Baureihe 900 MWe integriert. Die Umsetzung des „*PAI*“ (Brandschutzplan) hat bereits dazu geführt, dass EDF die Brandverhütung, -erkennung und -bekämpfung in allen Blöcken sowohl in materieller als auch in organisatorischer Hinsicht erheblich verstärkt hat.

Die im Rahmen der aufeinanderfolgenden regelmäßigen Überprüfungen durchgeführten Neubewertungen und insbesondere die Berücksichtigung der gewonnenen Erfahrungen führten in der Folge zu einer Verbesserung der Modalitäten zur Berücksichtigung von Brandgefahren.

So wurden im Rahmen des 3. RP 900 Änderungen vorgenommen, insbesondere nach Abschluss der Studien zur Bewertung der bestehenden Sicherheitsmargen (zusätzliche 10 Minuten Sicherheitsmarge im Vergleich zur Auslegung im Zustand des 2. RP 900) hinsichtlich der Auslegung der Schutzmaßnahmen gegen gemeinsame Verkabelungsmodi und der Mindestanforderungen an die Betriebsführung in Bezug auf deren Feuerbeständigkeit.

Was die Auswirkungen von Brandrauch auf den Betrieb der Anlagen sowie die Druckeffekte im Brandfall betrifft, hat EDF im Rahmen des 3. RP 1300 einerseits einen F&E-Ansatz verfolgt, der in einem der ASN vorgeschlagenen Maßnahmenprogramm mündete. Andererseits hat EDF parametrische Studien zu den Druckeffekten durchgeführt, um eine Methode zur Identifizierung von Brandschutzräumen oder -bereichen zu entwickeln, in denen ein Brand durch Druckeinwirkung zu einem Durchbruch der Brandschutzabschnitte führen kann. Diese Themen, die sich aus der Anweisung des 3. RP 1300 ergeben, werden im Rahmen des 4. RP 900 berücksichtigt.

Schließlich hat die ASN nach dem Unfall von Fukushima die technische Vorschrift ECS 12 erlassen, in der EDF aufgefordert wird:

- die Beständigkeit gegenüber dem „Séisme Majoré de Sécurité“ (SMS) der Strukturen und Ausrüstungen zu bewerten, die einer Anforderung zur Beständigkeit gegenüber dem „Demi-Séisme de Dimensionnement“ (DSD) unterliegen und zur Brandabschnittsbildung, zur Brandmeldeanlage oder zur Brandbekämpfung (fest installierte Löschanlagen) beitragen;
- Für Bauteile, deren Widerstandsfähigkeit gegenüber dem SMS nicht nachgewiesen werden kann, ein Änderungsprogramm vorzulegen.

Im Anschluss an die GPO zum 4. RP 900 formulierte die ASN zusätzliche Anforderungen bezüglich der internen Einwirkung *„Brand“*. EDF ergänzte daraufhin die Verbesserungsziele der Studien und integrierte in sein Arbeitsprogramm zur Sicherheitsüberprüfung „4. RP 900“ Weiterentwicklungen zu den folgenden brandbezogenen Themen:

- Begründung der Sektorisierung nach Ansätzen aus dem EPR,
- Auswirkungen durch Brandrauch,
- durch den Brand verursachte Druckeffekte,
- Wiederentzündung von Restinhalationsgasen in den Lüftungskanälen,
- Verschärfungsfaktor für den Brandfall,
- Empfindlichkeit gegenüber den Reaktionszeiten des Bedienpersonals,
- Modalitäten zur Umsetzung der ASN-Entscheidung zum Brand.

Ergänzend dazu hat EDF Analysen zu den Auswirkungen eines Brandes auf Kreisläufe durchgeführt, in denen wasserstoffhaltige Flüssigkeiten zirkulieren (brennender Strahl). EDF hat zudem die Folgen eines Brandausbruchs in den Kaltwassererzeugungsräumen für das Elektroraumgebäude (DEL) erneut untersucht, um den aktuellen Erkenntnissen über die Temperaturanstiegsdynamik in Elektroräumen Rechnung zu tragen.

❖ Zusammenfassung der Studien

➢ Begründung der Brandabschnittsbildung

Auf der Grundlage der EPRESSI-Methode (Methode zur Bewertung der tatsächlichen Leistungsfähigkeit von Brandabschnittselementen im Brandfall), die auf den EPR angewendet wurde, hat EDF im Rahmen des 4. RP 900 eine neue Methode namens PEPSSI (Bewertungsprinzip für die Eignung von Brandabschnittselementen) entwickelt, um die Robustheit der Elemente in den Sicherheitsbrandräumen des in Betrieb befindlichen Kraftwerksparks zu überprüfen.

Diese Methode wird bei den Schutzmaßnahmen gegen gemeinsame Verkabelungsfehler in allen Sicherheitsbrandräumen, bei den Brandabschnittselementen an den Grenzen der Sicherheitsbrandzonen sowie in den Räumen der Brandabschnitte mit hohem Sicherheitsrisiko angewendet. Im Rahmen dieser Untersuchungen wird das Vorhandensein einer Sicherheitsmarge (10 %) zwischen der Brandkurve des Raums und der tatsächlichen Leistungskurve des untersuchten Brandabschnittselements überprüft.

Im Anschluss an diese Untersuchungen ergreift EDF zusätzliche Schutzmaßnahmen: PNPE1302 (Kabelschutz), PNPE1420 (Ersatz oder Einbau von Brandschutztüren), PNPE1405 Band F (Änderung des Brandschutzes in Pumpstationen), PNPE1444 (Brandschutzverstärkung von Brandabschnittselementen vom Typ „passiver Schutz“) oder neue Maßnahmen, falls weitere Maßnahmen erforderlich sind. EDF führt außerdem eine Maßnahme zur Verringerung der Brandlast in bestimmten Räumen mit Sicherheitsrelevanz ein (PNRL1925).

Die Studien zur Anwendung der PEPSSI-Methode auf Brandabschnittselemente wurden im Dezember 2022 abgeschlossen. Sie ermöglichten insbesondere die Ermittlung der Änderungen, die an den Brandabschnittselementen vorgenommen werden müssen, deren Robustheit nicht nachgewiesen werden konnte.

Ergänzend zu diesen Studien wurde die Relevanz der Kriterien PFL (Räume *mit „Möglichkeit eines lokal begrenzten* Brandes“) und PFG (Räume *mit „Möglichkeit eines großflächigen* Brandes“), die in den sogenannten *„PAI“-Studien* verwendet wurden, überprüft.

➢ **Auswirkungen von Brandrauch**

Die von EDF seit Anfang der 2000er Jahre verfolgten Untersuchungen zu den Risiken von Betriebsstörungen an Anlagen unter dem Einfluss von Rauch führten zur Entwicklung eines speziellen Prüfstands („*MAFFE*“) und eines dazugehörigen Prüfprotokolls.

Nach dem derzeitigen Stand des Wissens sind die Auswirkungen von Rauch nach wie vor ein komplexes Phänomen, das EDF zu folgenden industriellen Entscheidungen veranlasst hat:

- Im Rahmen der deterministischen Brandstudien des 4. RP 900 berücksichtigt EDF die durch Brandrauch verursachten Auswirkungen auf die empfindlichsten Anlagen (elektronische Geräte). Diese Auswirkungen werden durch die Festlegung von Kriterien (Temperatur, Rußbildung, Expositionsdauer) berücksichtigt, die die Auswirkungen von Ruß widerspiegeln,
- EDF hat dieses Kriterium für Funktionsstörungen ebenfalls in seine probabilistischen Sicherheitsanalysen aufgenommen (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.2),
- EDF setzt seine Forschungs- und Entwicklungsarbeiten zu diesem Thema fort.

Die Detailstudien zu den Auswirkungen von Rauch werden angesichts ihres standortabhängigen Charakters im Abschnitt „*Besonderheiten des Blocks*“ vorgestellt.

➢ **Durch den Brand verursachte Druckeffekte**

Ergänzend zu den Studien zur Begründung der Brandabschnittsbildung wird für die Sicherheitsbrandräume der CPY-Stufe eine Analyse des Phänomens des Druckanstiegs in den Räumen im Brandfall und seiner potenziellen Auswirkungen auf die Brandabschnittselemente durchgeführt.

Die im Rahmen des 4. RP 900 durchgeführten Arbeiten stützen sich auf die im Rahmen des 3. RP 1300 entwickelte und erprobte Methodik. Für die Analyse der Druckeffekte im Brandfall wurden folgende Grundsätze zugrunde gelegt:

- Identifizierung von Konfigurationen, die zu einem Versagen der Brandabschnittsbildung führen können,
- berechnungsgestützte Bewertung der Druckwerte, die die ungünstigsten Bedingungen abdecken, die aufgrund eines plausiblen Brandes auftreten können.

Die Ergebnisse der Untersuchungen zu den durch den Brand verursachten Druckeffekten werden im Abschnitt „*Besonderheiten des Blocks*“ dargestellt, da sie standortabhängig sind.

➢ **Wiederentzündung von Restinbränden in den Lüftungskanälen**

Die Studien zur Brandabschnittsbildung wurden durch eine Analyse des Risikos der Wiederentzündung von Restinbränden durch Frischgase in den Lüftungskanälen ergänzt.

Die Studien zur Anpassung der Methodik zur Berücksichtigung des Risikos einer Wiederentzündung von Restinbränden durch die Lüftungskanäle auf der CPY-Ebene kamen zu dem Schluss, dass die bestehenden Vorkehrungen robust sind.

Die Robustheit der Anlage gegenüber diesem Risiko beruht hauptsächlich auf dem Vorhandensein von Brandschutzklappen an den Grenzen der Brandschutzzonen. Für Sicherheitsbrandzonen, die nicht mit Brandschutzklappen ausgestattet sind, stützt sich der Nachweis entweder auf ergänzende Brandrisikoanalysen, die sich in einigen Fällen auf Brandmodellierungen stützen, welche das Fehlen eines Risikos der Ausbreitung von unverbrannten Gasen über die Lüftungskanäle belegen, oder auf Funktionsanalysen, die das Fehlen von Auswirkungen auf die Sicherheit nachweisen. Für den 4. RP 900 sind keine Änderungen erforderlich.

➢ **Auswirkungen eines Brandes auf Kreisläufe, in denen wasserstoffhaltige Medien zirkulieren (brennende Flamme)**

Im Falle eines Brandes, der zum Verlust der Integrität von Kreisläufen führt, in denen wasserstoffhaltige Fluide zirkulieren, wurden die Sektorisierungsstudien durch eine Analyse des Risikos der Entstehung eines brennenden Wasserstoffstrahls ergänzt. Die Studien zur Anpassung der Methodik zur Berücksichtigung des Risikos eines brennenden Wasserstoffstrahls und zur Analyse der damit verbundenen Folgen wurden auf der CPY-Ebene durchgeführt. Im Anschluss an diese Studien führt EDF Folgendes durch:

- eine Änderung, die es ermöglicht, das Schließen der H_2-Absperrventile des SGZ-Systems im Falle einer Branderkennung durch das JDT-System in bestimmten Räumen zu automatisieren (PNPE1393),
- eine automatische Sprinkleranlage in den Räumen der TEG-Kompressoren, um die Gefahr eines Großbrandes (PFG) durch deren jeweilige Ölreserven auszuschließen (PNPP1232).

➢ **Anwendung des erschwerenden Faktors**

Entsprechend dem in Abschnitt § 2.2.1 beschriebenen allgemeinen Vorgehen führte die Anwendung eines erschwerenden Faktors in den Brandschutzstudien dazu, dass der Ausfall von Brandschutzklappen, der an die Brandmeldeanlage gekoppelten Steuermechanismen für Brandschutztüren sowie der aktiven Komponenten der Brandbekämpfungssysteme berücksichtigt wurde.

Ergänzend zu diesen Studien wurde für den Sonderfall des Ausfalls statischer Komponenten im Rahmen der Brandstudien ein Analyseansatz umgesetzt.

Schließlich führt EDF in Anwendung der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschriften ergänzende Studien zu den beiden folgenden Themenbereichen durch:

- In Anwendung der Vorschrift [AGR-E-I] hat EDF geeignete Betriebsvorschriften definiert und umgesetzt, die Maßnahmen zur Begrenzung der Wärmebelastung und zur Kontrolle von Arbeiten, die einen Brand auslösen könnten, in den folgenden Räumlichkeiten umfassen:
  - Räumlichkeiten, in denen ein Brand erheblich zum Risiko einer Kernschmelze oder einer Freilegung der Brennelemente im Brennelementlagerbecken beiträgt;
  - Räume, deren Brandabschnittsbildung durch mindestens eine Tür gewährleistet ist, deren geöffneter Zustand im Brandfall zu einer erheblichen Erhöhung des Risikos einer Kernschmelze oder zum Ausfall der redundanten Wasserzufuhr- oder Kühlsysteme des Brennelementlagerbeckens führt.
- In Anwendung der Vorschrift [AGR-E-II] wird EDF unabhängig von deren Zuverlässigkeit diejenigen Brandschutzmaßnahmen identifizieren, deren Ausfall zu einer erheblichen Erhöhung des Risikos einer Kernschmelze oder zum Ausfall der redundanten Wasserzufuhr- oder Kühlsysteme des Brennelementlagerbeckens führt. EDF wird Maßnahmen umsetzen, um das Ausfallrisiko dieser Einrichtungen zu verringern, und die mit diesen Maßnahmen verbundenen Betriebsanforderungen festlegen. EDF führt insbesondere eine Änderung ein, die darauf abzielt, Alarmvorrichtungen an kritischen Türen zu installieren, um sicherzustellen, dass diese Türen geschlossen bleiben (PNPE1337).

Anwendung eines Erschwernisfaktors	Zusammenfassung der Studien
Klappen und brandmeldergesteuerte Türen	Die Berücksichtigung eines erschwerenden Faktors bei den Brandschutzvorrichtungen (EDA) – Brandschutzklappen und an die Brandmeldeanlage gekoppelte Türen – besteht darin, davon auszugehen, dass diese Anlagen im Brandfall bei Beanspruchung in ihrer Ausgangsposition (offen) verbleiben. Der Ansatz besteht dann darin, unter diesen Bedingungen zu überprüfen, ob die Folgen des Brandes die Ablehnungskriterien für Auslegungsunfälle der Kategorie 4 nicht überschreiten. Die Auslegungsstudien, die einen erschwerenden Faktor bei den Brandschutzvorrichtungen (EDA) – Brandschutzklappen und brandmeldergesteuerten Türen – berücksichtigen, haben es ermöglicht, das Fehlen eines gemeinsamen Fehlermodus bei den Komponenten der Systeme, für die das Kriterium des Einzelausfalls (CDU) gilt, sowie bei deren Trägersystemen nachzuweisen. Für den 4 RP 900 sind keine Änderungen erforderlich.
Ortsfeste Löschanlagen	Die im Rahmen des Sicherheitsnachweises in den Gebäuden BK, BW und BL installierten ortsfesten Löschanlagen verfügen über keine aktiven Komponenten. Lediglich die Gebäude BAN, BR und Diesels sind mit ortsfesten Sprühflutungsanlagen ausgestattet, deren Rohrleitungen unter normalen Betriebsbedingungen mit Luft gespült werden und die aus aktiven Komponenten bestehen. Es wird von einem Ausfall dieser Komponenten ausgegangen. Die Zugänglichkeit und Bedienbarkeit dieser Einrichtungen (Ventile) vor Ort wurden überprüft. Das Vorhandensein funktionaler Redundanzen in Verbindung mit der manuellen Inbetriebnahme der Löschanlagen (unter Einhaltung der festgelegten Bedienungsfristen) gewährleistet die Verfügbarkeit der vor den Auswirkungen eines Brandes zu schützenden Funktionen im Falle eines Brandausbruchs in den betroffenen Räumlichkeiten. Somit kommen die Sensitivitätsanalysen, die zur Bewertung der Auswirkungen eines Brandes unter Berücksichtigung eines erschwerenden Faktors für die aktiven Komponenten der ortsfesten automatischen Brandbekämpfungsanlage durchgeführt wurden, zu dem Schluss, dass die bestehenden Vorkehrungen robust sind. Für den 4 RP 900 sind keine Änderungen erforderlich.
Feuerlöschpumpen	Der Feuerlöschwasserkreislauf (JPP) jedes Blocks wird von zwei Pumpen gespeist, die jeweils von einem Elektromotor angetrieben werden, dessen Stromversorgung jeweils über die Stromversorgungswege A und B erfolgt, die jeweils durch den Notstromgenerator des betreffenden Weges abgesichert sind. Darüber hinaus sind die Druckleitungen der Pumpanlagen jedes Blocks über eine Verbindungsleitung miteinander verbunden. Folglich hat die Berücksichtigung eines erschwerenden Umstands bei einer Feuerlöschpumpe keinen Einfluss auf die Fähigkeit des Systems, die für den Referenzbrand des Kernkraftwerksblocks erforderliche Wassermenge bereitzustellen. Für den 4 RP 900 sind keine Änderungen erforderlich.

Für den Sonderfall eines Ausfalls der statischen Anlagen:

Anwendung eines Verschärfungsfaktors	Zusammenfassung der Studien
Passive Brandabschnittsanlagen	Die Anwendung des Ansatzes auf den Sonderfall eines Ausfalls statischer Anlagen hat EDF dazu veranlasst, bestimmte Brandschutztüren, die nicht an die Brandmeldeanlage angeschlossen sind, als sicherheitsrelevant einzustufen. Für diese Türen richtet EDF „Tür offen"-Alarmvorrichtungen ein, um sicherzustellen, dass sie geschlossen bleiben. Diese Vorrichtungen sind Gegenstand der Änderung PNPE1337. Darüber hinaus wurden weitere passive Brandabschnittselemente als sicherheitsrelevant identifiziert. Diese Einrichtungen werden im Betrieb alle mit der höchsten Prioritätsstufe behandelt, d. h. wie Brandabschnittselemente, die sich zwischen gegenüberliegenden Gleisen befinden.
Ortsfeste Löschanlagen	Bei Räumen mit hohem Sicherheitsrisiko konnte durch die Nichtberücksichtigung ortsfester Löschanlagen ermittelt werden, in welchen Räumen die Brandabschnittsbildung allein nicht ausreicht, um die Ausbreitung eines Brandes zu verhindern. Die Sprinkleranlage wird daher in diesen Räumen als sicherheitsrelevant eingestuft, es sei denn, es wird eine Änderung vorgenommen, um die Brandabschnittsbildung zu verstärken. Die Analyse kommt zu dem Schluss, dass kein Raum, der mit einer ortsfesten Löschanlage ausgestattet ist, eine nicht robuste Brandabschnittsbildung aufweist, sofern die in diesem Raum installierte ortsfeste Löschanlage nicht berücksichtigt wird.

➢ **Berücksichtigung der Reaktionszeiten des Bedienpersonals**

Entsprechend dem in Abschnitt § 2.2.1 beschriebenen allgemeinen Vorgehen bestand die Untersuchung darin, alle erforderlichen Bedienungsmaßnahmen im Kontrollraum und in den Räumen zu identifizieren, die zur Begründung der sicherheitsrelevanten Brandabschnittsbildung erforderlich sind, und zu überprüfen, ob kein „Klippeneffekt" auftritt, wenn eine Verlängerung der Bedienungszeit bei deren Durchführung berücksichtigt wird.

Die Analyse der manuellen Maßnahmen, die in der Leitwarte oder vor Ort durchgeführt wurden, ergab keinen *„Klippeffekt"* im Zusammenhang mit der Berücksichtigung dieser Bedienerzeiten.

Es ist anzumerken, dass eine im Rahmen des Projekts zur Brandrisikokontrolle auf der CPY-Ebene durchgeführte technische Änderung (PNPP1092), die darauf abzielt, die Sprinkleranlage in den RCV-Räumen zu automatisieren, es ermöglicht, diese Räume aus der Analyse auszuschließen.

➢ **Umsetzung der Brandschutzentscheidung der ASN**

Gemäß dem Erlass vom 20. März 2014 zur Genehmigung der ASN-Entscheidung Nr. 2014-DC-0417 (sogenannte „*Brandschutzentscheidung*" genannt), wurde der Nachweis der Brandrisikokontrolle (DMRI) erbracht.

Ihr Ziel ist es, nachzuweisen, dass die hinsichtlich der Brandrisiken getroffenen Maßnahmen in den Bereichen Auslegung, Bau und Betrieb angemessen sind und nach dem Prinzip der tief gestaffelten Verteidigung festgelegt wurden.

Diese DMRI befasst sich sowohl mit radiologischen als auch mit nicht-radiologischen Risiken (im weiteren Text auch als *„konventionelle* Risiken" bezeichnet). Für diese beiden Risikoarten kommen unterschiedliche Methoden zur Anwendung.

Die DMRI umfasst:

- die Elemente, anhand derer der „Hüllcharakter“ der berücksichtigten Brände bewertet werden kann,
- das Verfahren zur Identifizierung der Brandherde (EIP) und der Brandausbreitungswege (AIP) sowie deren festgelegte Anforderungen (bei Planung, Bau und Betrieb),
- die Analyse der materiellen und personellen Ressourcen für den Einsatz und die Brandbekämpfung,
- die als EIP identifizierten Systeme und Strukturen (mit einem Detaillierungsgrad, der den Risiken angemessen ist).

➢ **Überprüfung der Beständigkeit der Brandschutzausrüstung gegenüber dem erhöhten Sicherheitsbeben**

Gemäß der technischen Vorschrift ECS 12 hat EDF die Beständigkeit gegenüber dem erhöhten Sicherheitsbeben (SMS) der Strukturen und Ausrüstungen bewertet, die einer Anforderung zur Beständigkeit gegenüber dem Auslegungsbeben (DSD) unterliegen und zur Brandabschnittsbildung, zur Brandmeldeanlage oder zur Brandbekämpfung (fest installierte Löschanlagen) beitragen.

Ergebnis dieser Untersuchungen:

- Die Brandmeldeanlage ist nach der Erneuerung der gesamten Brandmeldeausrüstung (PNPP1196) gegenüber dem SMS widerstandsfähig;
- Was die aktive Brandabschnittsbildung betrifft: Die Brandschutztüren und Brandschutzklappen sind gegenüber dem SMS widerstandsfähig;
- In Bezug auf die ortsfesten Löschanlagen:
  - ist die konventionelle Reaktoranlage ohne Änderungen gegen SMS unempfindlich;
  - Die Kernkraftwerksanlage (im Inneren des Reaktorgebäudes) ist ohne Änderungen gegen ein schweres Erdbeben (SMS) sicher;
  - Der Kernkraftwerksbereich (außerhalb des Reaktorgebäudes) wird nach der Umsetzung der Änderung PNRL1990 (Erhöhung der Erdbebensicherheit des Brandschutznetzes JP* außerhalb des Reaktorgebäudes) gegen das SMS robust sein;

Zusammenfassend lässt sich sagen, dass die Brandschutzanlagen, für die die Widerstandsfähigkeit gegenüber dem DSD vorgeschrieben ist, nach diesen Studien und der Umsetzung der damit verbundenen Änderungen widerstandsfähig gegenüber dem SMS sind.

➢ **Weitere Gemeinsame-Modus-Studien**

EDF hat die Folgen eines Brandes in den Räumen der Kaltwassererzeugungsanlage für das Elektrikgebäude (DEL) nach dem Austausch der Kältemaschinen neu bewertet, und zwar unter Berücksichtigung mehrerer neuer Erkenntnisse, wie beispielsweise eines besseren Verständnisses der Temperaturanstiegsdynamik in den Elektrikräumen bei einem Ausfall des DEL. Im Anschluss an diese Untersuchungen führt EDF eine Änderung durch, die darauf abzielt, den Ausfall des DEL durch einen Brand-Gleichtaktfehler zu vermeiden. Diese Änderung (PNPE1182) betrifft ausschließlich die ungeraden Blöcke. Sie besteht darin, das Versorgungskabel der DEL-Pumpe des Kanals B durch Umwickeln zu schützen.

➢ **Ergänzende Studien**

In Anwendung der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [AGR-D-I] hat EDF in den Studien zur Brandrisikokontrolle (Begründung der Sektorenunterteilung, Auswirkungen von Rauch, Druckeffekte) Folgendes berücksichtigt:

- alle Räume des Kernkraftwerksblocks und der Pumpstation;
- Modellierungsannahmen, anhand derer die in den Räumlichkeiten erreichten Temperaturkurven für Brände in Schaltschränken und in Kabelkanälen ermittelt werden können, wie sie auftreten können. Insbesondere hat EDF für Brände in Schaltschränken einen Brandausbreitungskoeffizienten festgelegt, der unabhängig von den Entzündungsbedingungen ist und den Eintritt

einer selbstunterhaltenden Verbrennungsphase entspricht.

In Anwendung der Vorschrift [AGR-D-II] wird EDF die festgestellten Änderungen spätestens 5 Jahre nach Vorlage des Abschlussberichts der Überprüfung umsetzen.

Die im Rahmen der Vorschrift [AGR-E] III für die CPY-Ebene durchgeführten Untersuchungen haben dazu geführt, dass die Räume identifiziert wurden, die am anfälligsten für den Ausfall der ortsfesten Sprinkleranlagen sind. EDF ist der Ansicht, dass die bereits umgesetzten Maßnahmen ausreichen, um das Risiko eines Verlusts der Brandabschnittsbildung in diesen Räumen zu begrenzen, und dass keine zusätzlichen Änderungen festgelegt werden müssen.

❖ **Fazit**

Im Rahmen des 4. RP 900 wurden wesentliche Änderungen eingeführt, insbesondere durch die verbesserte Berücksichtigung der Brandauswirkungen in den deterministischen Studien und die Einführung der WENRA-Referenzniveaus (verschärfend, Reaktionszeit des Bedienpersonals).

Diese Studien ermöglichten es, die Robustheit der Anlage im Hinblick auf die WENRA-Referenzwerte zu überprüfen und gegebenenfalls die Änderungen zu ermitteln, die erforderlich sind, um die Sicherheitsanforderungen im Zusammenhang mit dem Brandschutz zu erfüllen.

Im Anschluss an die Prüfung der Themen im Zusammenhang mit dem Brandrisiko ergänzt EDF den Nachweis durch Studien, die gegebenenfalls mit zusätzlichen Änderungen zu den bereits vorgesehenen einhergehen.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

- *Überprüfung der Widerstandsfähigkeit der Brandschutzausrüstung gegenüber dem „Séisme Majoré de Sécurité“*

Block 3 des Kernkraftwerks Blayais ist von der Änderung PNRL1990 „Beständigkeit des JP*-Brandschutznetzes gegenüber dem erhöhten Sicherheitsbeben“ nicht betroffen, da die Beständigkeit des Brandschutznetzes außerhalb des Reaktorgebäudes gegenüber dem erhöhten Sicherheitsbeben nachgewiesen wurde.

- *Begründung der Sektorisierung*

Die Untersuchungen zur Sektorisierung haben es ermöglicht, die Sektorisierungselemente zu identifizieren, deren Robustheit verstärkt werden musste.

Die Änderungen PNPE1302, PNPE1420, PNPE1444, PNPE1609 und PNRS1010, die sich unter anderem aus den Ergebnissen der Studien mit der PEPSSI-Methodik (PNRS1012) ergeben, werden spätestens zum Ablauf der Frist der Vorschrift [AGR-D-II] umgesetzt, um die korrekte Dimensionierung der Brandabschnittsbildung in den Räumen des nuklearen und konventionellen Inselbereichs zu gewährleisten.

- *Auswirkungen von Brandrauch*

Die Studien zur Berücksichtigung der Auswirkungen von Rauch lassen den Schluss zu, dass die Anlage gegenüber diesen Auswirkungen robust ist.

- *Durch den Brand verursachte Druckeffekte*

Die Untersuchungen zur Berücksichtigung des Druckanstiegs im Brandfall lassen den Schluss zu, dass die Anlage gegenüber diesen Auswirkungen robust ist.

Zusammenfassung des Zustands

des Reaktorblocks Die

Änderungen:

- PNPE1182 „Verkabelung des DEL-Systems“,
- PNPE1216 „Änderung an der Steuerkette der SEBIM-Ventile zur Vermeidung jeglicher Gefahr eines unbeabsichtigten Öffnens im Brandfall in den Elektroräumen“,
- PNPP1092 „Brandschutz der RCV-Pumpenräume“,
- PNPP1196 „Umfassende Sanierung der Brandmeldeanlage (ECS 12)“,
- PNPP1232 „Einbau von Sprinkleranlagen in den TEG-Kompressorräumen der CPY-Stufe“,

wurden im Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderungen:

- PNPE1302 „Beseitigung gemeinsamer Betriebsmodi und Reduzierung der Brandlasten vom Typ PFG/PFL bei Kabeln durch Umwicklung“,
- PNPE1393 „Ansteuerung des H2-Ventils über JDT-Erkennung (Gefahr eines brennenden Strahls)“,
- PNPE1420 „PEPSSI – Austausch von Brandschutztüren“,
- PNPE1444 „Passiver Brandschutz – ‚Behandlung von Durchführungen und Fugen‘“,
- PNRL1925 „Behandlung von Brandrisiken durch Management neuer Brandlasten“,
- PNRS1010 „Änderung der Brandabschnittsbildung aufgrund von PEPSSI-Studien, Arbeiten an Trichtern, Siphons und Fugen“,
- PNRS1012 „Anwendung der PEPSSI-Methode im BR CPY“,
- PNPE1609 „Umsetzung der Ergebnisse der PEPSSI-HRB-Studien für die Räume W237 und W277“,

werden im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4. RP 900 im Block 3 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt.

Die Änderung TCDI0732 „Bearbeitung von DPCI mit hohen Brandschutzanforderungen“ wird im Rahmen einer spezifischen Planung unter Einhaltung der Fristen von [AGR-E-II] im Block 3 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt.

Die Änderung PNPE1337 „Alarm zur Aufrechterhaltung des geschlossenen Zustands von Brandschutztüren“ wird im Block 3 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen eines spezifischen Zeitplans umgesetzt, wobei die Integration spätestens im Februar 2031 vorgesehen ist.

2.2.1.2 Interne Explosion „ “

Allgemeiner Teil „Lager“

❖ **Hintergrund und Gegenstand der Studien**

Das angestrebte Ziel ist es, den Schutz der Anlage vor dem Risiko einer internen Explosion zu gewährleisten. Dieser Ansatz wurde erstmals im Rahmen des 3. RP 900 umgesetzt. Seitdem wurden die Schlussfolgerungen des abschließenden GPR des 3. RP 900 darin integriert.

Anlässlich des 4. RP 900 hat EDF diesen aktualisierten Ansatz umgesetzt, um die Robustheit der Blöcke zu stärken.

Ergänzend zu den neuen Analysen, die gemäß der Anweisung zum *„Ergänzungsband zum Referenzrahmen* " (Sensitivitätsanalysen zu den WENRA-Referenzwerten, erschwerenden Faktoren und betrieblichen Verzögerungen – vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1) hat EDF:

- die Grundsätze zur Bewertung der Auswirkungen der Explosion auf die Sicherheit konsolidiert,
- die Auswirkungen der Explosion auf die Brandabschnittsbildung berücksichtigt,
- die Ergebnisse der Anweisung des 3. RP 1300 berücksichtigt, indem detaillierte Analysen zu bestimmten Themen (insbesondere: Leckagen außerhalb der demontierbaren Bauteile, internes Risiko in den Kreisläufen) einbezogen wurden.

Im Rahmen der Überprüfung der Konformität der Anlagen stellt EDF sicher, dass die an den Standorten gemessenen Lüftungsdurchsätze mit den in den Studien zum Explosionsrisiko zugrunde gelegten Annahmen übereinstimmen (siehe Teil I – Kapitel 1 – Abschnitt 4).

Der Sicherheitsnachweis hinsichtlich des Risikos einer internen Explosion konzentriert sich auf die Explosionsverhütung. Ziel der Studien ist es, die Räume und Standorte zu identifizieren, bei denen unter Berücksichtigung von Randbedingungen die Bildung einer entzündlichen Wolke trotz der vorgesehenen Maßnahmen zur Vermeidung von Gasansammlungen nicht ausgeschlossen werden kann. In diesem Fall werden Maßnahmen ergriffen, um mögliche Leckquellen oder zumindest Zündquellen zu beseitigen.

Darüber hinaus wird für Räume, in denen die Bildung einer zündfähigen Wolke nicht ausgeschlossen werden kann, eine Analyse der funktionalen Folgen durchgeführt, um sicherzustellen, dass die durch die Explosion verursachten Schäden die vorhandenen Sicherheitsziele nicht gefährden. Diese Räume werden *als Räume mit „erheblichem Sicherheitsrisiko"* bezeichnet. Für diese Räume zielt die Analyse darauf ab, die baulichen Vorkehrungen (Prävention, Ausschluss, Begrenzung der Auswirkungen…) gegebenenfalls zu verstärken.

❖ **Zusammenfassung der**

Studien **zum**

Kernkraftwerksblock

Die Studien dienen der Überprüfung der Vermeidung (standardmäßig der Begrenzung) von Wasserstofffreisetzungen, der Bildung entflammbarer Wolken sowie des Fehlens von Zündrisiken für die als risikobehaftet identifizierten Räume. Dieser Ansatz wird durch die Analyse der sicherheitsrelevanten Folgen ergänzt, was bei Räumen mit hohem Sicherheitsrisiko zu einer Verstärkung der Präventionsmaßnahmen führt. Was die Analyse des Risikos einer internen Explosion in den Kreisläufen des Kernkraftwerksbereichs betrifft, so bestehen die Studien darin, alle potenziellen und plausiblen Szenarien zu identifizieren.

Die Analyse des Risikos einer internen Explosion im Kernkraftwerksbereich basiert auf dem Vorhandensein von Wasserstoff führenden Kreisläufen und Batterien (Wasserstofferzeugungsverfahren, insbesondere im Ladezustand), die als einzige Quellen angesehen werden, die im Normalbetrieb zur Bildung einer entzündlichen Wolke führen können.

Nur diese Elemente werden bei der Risikoanalyse berücksichtigt, da:

- die Risiken im Zusammenhang mit dem vorübergehenden Vorhandensein von Gasflaschen für Eingriffe durch organisatorische Vorkehrungen abgedeckt sind,
- die im Reaktorblock vorhandenen Transformatoren und Leistungsschalter kein Öl enthalten. Die bisherigen Erfahrungen zeigen jedoch, dass das Explosionsrisiko bei Transformatoren und Leistungsschaltern mit ölgefüllten Anlagen zusammenhängt. Daher wird in diesem Punkt kein Explosionsrisiko berücksichtigt.

Die durchgeführten Untersuchungen ermöglichten es insbesondere, die Wasserstoff führenden Leitungen sowie die Räume zu identifizieren, in denen Wasserstoffleitungen mit Sonderpunkten[3] verlaufen.

[3] Beispiele für Besonderheiten an einer Leitung: ein Ventil, eine nicht geschweißte Verbindung zwischen zwei Rohrleitungsabschnitten.

Die Zusammenfassung der Untersuchungen wird in den folgenden Abschnitten beschrieben.

Die Studien zur Unterstützung des 4. RP 900 werden entlang dreier Schwerpunkte durchgeführt: die Anwendung der Methodik zum Schutz vor der Gefahr einer internen Explosion, die Berücksichtigung von erschwerenden Faktoren und die Berücksichtigung der Reaktionszeiten des Bedienpersonals. Diese Studien berücksichtigen alle Erkenntnisse aus früheren Überprüfungen, die Anweisung der GPO zum 4. RP 900 sowie die spezielle Anweisung zum Thema Explosion im Rahmen des 4. RP 900.

➢ **Anwendung der Methodik zum Schutz vor dem Risiko einer internen Explosion**

- Überprüfung der Angemessenheit der Konstruktionsanforderungen:

Zwei Arten von Einwirkungen können zu einem vollständigen Rohrbruch und damit zu einer Freisetzung von Wasserstoff führen: der RTHE (Hochenergie-Rohrbruch) und Erdbeben. Auch die fehlerhafte Demontage von Sonderbauteilen wurde als potenzieller Auslöser identifiziert.

Für die Kreisläufe geltende Konstruktionsanforderungen

Die in den Richtlinien geforderten Präventionsmaßnahmen für Wasserstoff führende Kreisläufe ermöglichen es, Wasserstofffreisetzungen und die Entzündungsgefahr zu vermeiden:

- Dichtheit bereits in der Konstruktion (vorrangig Membranventile, geschweißte Verbindungen, Überwachung im Betrieb und angemessene Wartung),
- geerdete Leitungen und Ausrüstungen,
- außerhalb des BR: systematische Überprüfung der Integrität bei Erdbeben (einschließlich Erdbebenereignissen) und nach dem Bruch von Hochdruckrohrleitungen (Peitschenbewegung).

Es ist anzumerken, dass Halterungen hinzugefügt oder modifiziert wurden, um die Erdbebensicherheit zu gewährleisten, und dass im Rahmen des 3. RP 900 Rahmen zur Verhinderung von Peitschenbewegungen installiert wurden.

Für die Räumlichkeiten geltende Auslegungsanforderungen

Die für Räume geltenden Präventionsmaßnahmen, in denen Wasserstoffkreisläufe verlaufen und die aufgrund des Sicherheitsnachweises besondere Anforderungen erfüllen müssen, ermöglichen es, das Risiko der Bildung einer entzündlichen Wolke zu begrenzen:

- Vorhandensein einer mechanischen Belüftung,
- Begrenzung der Toträume in den Räumlichkeiten und Anlagen,
- Vorhandensein einer Wasserstoffdetektion (außerhalb von BR),
- Einbau von Geräten und Anlagen der ATEX-Kategorie (geeignet für explosive Atmosphären) in den gefährdeten Räumen.

EDF hat ergänzend eine Analyse der Wasserstoffübertragung von einem Risikoraum in einen nicht gefährdeten Raum durchgeführt, der daher nicht mit ATEX-Geräten ausgestattet ist. Diese Analyse ergab, dass die Übertragung durch Undichtigkeiten für das CPY-Lager keine Auswirkungen hat.

Umsetzung der Konstruktionsanforderungen

Im Rahmen des 3. RP 900 wurden Änderungen vorgenommen, um die Freisetzung von wasserstoffhaltigen Abgasen in den Räumlichkeiten des BAN zu begrenzen oder gar zu unterbinden.

Im Rahmen des 4. RP 900 sind angesichts dieser Konstruktionsanforderungen keine weiteren Änderungen erforderlich. Die Anforderungen des Referenzrahmens werden nämlich erfüllt:

- Die empfohlenen Maßnahmen zum Ausschluss oder zumindest zur erheblichen Begrenzung des Risikos der Freisetzung von brennbaren Gasen werden eingehalten; insbesondere ist die Belüftung der Batterieräume so ausgelegt, dass der entstehende Wasserstoff abgeführt wird und eine Ansammlung verhindert wird,

- in Räumen, in denen das Risiko eines Wasserstoffaustritts nicht ausgeschlossen werden kann, ist eine Detektionsanlage zur Überwachung installiert.

- Überprüfung der Begrenzung der Zündrisiken für gefährdete Räume und die zugehörigen Lüftungskanäle

In allen als „explosionsgefährdet“ eingestuften Räumen müssen mögliche Zündquellen beseitigt werden: In diesen Räumen werden *„ATEX“-zertifizierte* Geräte (die so konstruiert sind, dass sie in einer explosionsgefährdeten Atmosphäre keine Zündquelle darstellen) installiert, und die Stromkreise werden geerdet, um das Risiko einer Entzündung brennbarer Gemische zu begrenzen.

Darüber hinaus muss sichergestellt werden, dass keine Gefahr der Entzündung einer brennbaren Wolke besteht, die von einem Lüftungskanal angesaugt wird, und zwar bis zu der Verdünnungsstelle, ab der die Wasserstoffkonzentration unterhalb der unteren Explosionsgrenze (UEG) liegt.

Anlässlich des 3. RP 900 wurden alle an den Lüftungskanälen von der Absaugöffnung bis zum Verdünnungspunkt befindlichen Geräte durch Geräte ersetzt, die mindestens nach ATEX 3G zertifiziert sind, mit Ausnahme der KRT-Messketten.

Da eine ATEX-Zertifizierung dieser KRT-Messketten nicht möglich ist, wurde als Lösung die automatische Unterbrechung der Stromversorgung der KRT-Messketten zur Überwachung der Lüftungskanäle durch das Wasserstoffdetektionssystem KHY (PNPP1926, Abschnitt A) gewählt. Somit wird im Falle des Vorhandenseins von Wasserstoff in den überwachten und als risikobehaftet identifizierten Räumen sowie einer Ausbreitung in die Lüftungskanäle das Risiko einer Entzündung der explosionsfähigen Atmosphäre durch die KRT-Ketten beseitigt.

EDF hat im Rahmen des 4. RP 900 die Analyse der Zündrisiken einer explosiven Atmosphäre in den Abluftkanälen der BAN-Räume abgeschlossen. Diese Analyse ergab, dass in den neu identifizierten Abschnitten der Abluftkanäle keine zündgefährdeten Materialien vorhanden sind. Ergänzend dazu wurde die Erdung bestimmter Lüftungskanäle vorgenommen (PNPP1945 Band B für Tricastin 1 und 2, PNRL1924 für die übrigen Blöcke der CPY-Generation).

- Maßnahmen am Reaktorgebäude (BR)

Das Reaktorgebäude (BR) ist Gegenstand eines spezifischen Überprüfungsverfahrens, da die Auslegung, die Betriebs- und Installationsmaßnahmen des BR so beschaffen sind, dass das Risiko der Bildung einer explosionsfähigen Atmosphäre angesichts der im BR vorhandenen Luftmengen als vernachlässigbar eingestuft wird.

Darüber hinaus hat EDF nachgewiesen, dass im Falle eines Erdbebens oder eines Peitscheneffekts durch einen Bruch einer Hochdruckleitung kein Risiko einer Beschädigung der an den Druckhalter angeschlossenen Wasserstoffleitungen besteht, mit Ausnahme einer Leitung des nuklearen Probenahmesystems (REN) in einem bestimmten Raum der ungeraden Blöcke. Für diese Blöcke richtet EDF eine Vorrichtung ein, mit der das Risiko einer Beschädigung dieser Leitung beseitigt werden kann (PNPE1445).

Somit kommen die im Rahmen des 3. RP 900 durchgeführten Studien, die die Analyse des Explosionsrisikos im Reaktorgebäude darstellen, zu dem Schluss, dass kein Risiko besteht, und bleiben auch für das 4. RP 900 gültig.

EDF hat im Rahmen des 4. RP 900 zudem eine Risikoanalyse zur lokalen Bildung eines brennbaren H_2-Luft-Gemischs durchgeführt. Diese ergab, dass kein Risiko besteht. Ergänzend dazu und als Reaktion auf die von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassene Vorschrift [AGR-G-I] hat EDF die Risiken der Bildung einer explosionsfähigen Atmosphäre im Reaktorgebäude, auch im Falle eines Erdbebens, quantitativ bewertet, indem sie die Phänomene untersuchte, die in der Nähe der betrachteten Leckagen auftreten könnten, und legte die angesichts der Sicherheitsrisiken zu ergreifenden Maßnahmen sowie den entsprechenden Zeitplan fest.

- Analyse der funktionalen Folgen – Behandlung von Räumen *mit „erheblichem Sicherheitsrisiko“* Entsprechend

den angekündigten Zielen (Konsolidierung der Grundsätze zur Bewertung der Auswirkungen der Explosion auf

die Sicherheit, Berücksichtigung der Auswirkungen der Explosion auf die Brandabschnittsbildung) hat EDF die Analyse der Auswirkungen einer Explosion im Kernkraftwerksblock auf die Sicherheit aktualisiert, wobei das Reaktorgebäude ausgenommen wurde (das Risiko der Bildung einer explosionsfähigen Atmosphäre im Reaktorgebäude ist Gegenstand einer gesonderten Behandlung – siehe oben), um sicherzustellen, dass die Auswirkungen potenzieller Explosionen die Erfüllung der Sicherheitsfunktionen nicht beeinträchtigen.

Für die CPY-Stufe ermöglichen die Studien die Begründung und Verfeinerung der in den Analysen der funktionalen Folgen berücksichtigten Annahmen: Auf der Grundlage der Berechnungsergebnisse (gutes Verhalten der Primärkonstruktionen des BAN, im Gebäude ermittelte Überdruckfelder unter Berücksichtigung des Wegfalls von „Sicherungen“ wie Türen, erdbebensicheren Trennwänden und Betonsteinwänden) wurden von Fall zu Fall realistische Einwirkungsbereiche definiert und die in diesen Bereichen berücksichtigten Auswirkungen an den Schweregrad der dort auftretenden Explosionen angepasst. Zudem wurden in diesen Analysen die Auswirkungen des Verlusts von Brandabschnittselementen infolge einer Explosion berücksichtigt. Es wird davon ausgegangen, dass in den Räumen, die zu den mit dem Explosionsbereich verbundenen Brandräumen gehören, Materialien, die nicht von Natur aus feuerbeständig sind, verloren gehen.

Das Ergebnis der Analysen der funktionalen Folgen ist eine Liste von Räumen, die als *„mit hohem Sicherheitsrisiko“* identifiziert wurden:

- Für die als *„mit hohem Sicherheitsrisiko“* eingestuften Räume des BAN und für den Fall, dass das Risiko nicht beseitigt werden kann (beispielsweise durch die Verlegung oder den Schutz von Sicherheitszielen, die automatische Absperrung des Lecks), muss die Ausrüstung in diesen Räumen der ATEX-Kategorie 2G entsprechen.
- Für die als *„mit hohem Sicherheitsrisiko“* eingestuften Batterieräume muss die Belüftung elektrisch notversorgt und erdbebensicher sein.

Kein neuer BAN-Raum auf der CPY-Ebene wurde *als „mit hohem Sicherheitsrisiko“* eingestuft. Dagegen werden die Batterieräume in den Gebäuden BL und BW durch Anwendung der Grundsätze der Methodik des 4. RP 900 *als „mit hohem* Sicherheitsrisiko“ eingestuft. Folglich muss das DVE-System erdbebensicher sein. Das Projekt PNPE1118 „Erdbebensicherung des DVE-Systems in den Batterieräumen“ wird im Rahmen des 4. RP 900 umgesetzt, um das DVE-Lüftungssystem in den Batterieräumen erdbebensicher zu machen, und stellt die Maßnahme dar, die dem Ziel der Risikoprävention entspricht. Darüber hinaus werden im Falle der Erkennung eines Ausfalls der Belüftung oder des Auftretens von Wasserstoff in den Batterieräumen verschiedene Maßnahmen durch das Bedienpersonal ergriffen: Öffnung etwaiger Zwischenklappen, um die Abluftkreisläufe der Batterieräume miteinander zu verbinden, sowie Öffnung der Türen der Batterieräume, um durch die Belüftung der angrenzenden Räume den Luftstrom wiederherzustellen.

Die Räume mit „erheblichem Sicherheitsrisiko“ wurden von EDF zusätzlichen Untersuchungen unterzogen, um die Machbarkeit und Angemessenheit zusätzlicher Schutzmaßnahmen zu analysieren. In diesem Zusammenhang wird EDF im Rahmen der Phase B eine Betriebssperre für bestimmte Bereiche in Räumen mit erheblichen Sicherheitsrisiken verhängen, um das Risiko eines Wasserstoffaustritts zu verringern. Darüber hinaus wird bei Explosionsszenarien, die zu einem Ausfall der PTR-Kühlung und der JPI-Nachspeisung führen, die Nachspeisung des Brennelement-Lagerbeckens über die Nachspeisewasserquelle für den Kern (PNPP1714/PNPE1289 und PNPE1258, vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7) wird berücksichtigt, um eine Freilegung der im Lagerbecken befindlichen Brennelemente zu vermeiden. Darüber hinaus setzt EDF eine Schutzvorrichtung für bestimmte RRI-Leitungen ein, um deren Beschädigung durch herabfallende Türteile im Falle einer Explosion auszuschließen (PNPE1445).

Ergänzend zu den durchgeführten Studien und den bereits identifizierten Maßnahmen fordert die ASN in Reaktion auf die Vorschrift [AGR-G-I], die sie angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassen hat, dass spätestens bis zum 31. Dezember 2025 EDF für Explosionen, die zum Verlust einer Sicherheitsfunktion führen könnten, die Situationen identifiziert hat, in denen die Verfügbarkeit der für das Erreichen und Aufrechterhalten des sicheren Zustands des Reaktors erforderlichen Ausrüstungen nicht gewährleistet ist, und die gegebenenfalls umzusetzenden Maßnahmen unter Berücksichtigung der Sicherheitsrisiken sowie den entsprechenden Zeitplan festgelegt hat.

- Risikoprävention innerhalb der Kreisläufe

Die bestehenden Auslegungs- und Betriebsvorschriften (Sauerstoffmessgerät, Stickstoffspülung, abnehmbare Manschette usw.) ermöglichen es, das Risiko der Bildung einer explosionsfähigen Atmosphäre innerhalb der Kreisläufe zu vermeiden.

Um sicherzustellen, dass diese Maßnahmen dem Ziel der Risikoprävention gerecht werden, wurde auf der Grundlage nationaler und internationaler Erfahrungsberichte eine Analyse des Risikos der Bildung einer entzündlichen Wolke in den Kreisläufen durchgeführt. Diese Analyse führt zur Umsetzung einer Änderung, die darauf abzielt, den Lufteintritt in bestimmte wasserstoffhaltige Kreisläufe zu begrenzen (Änderung PNPP1709 „Austausch der SIERS-Ventile und Verriegelung der manuellen RPE-Ventile“). Diese Erfahrungsauswertung wurde auf das Risiko außerhalb der Kreisläufe (einschließlich außerhalb der Gebäude des Kernkraftwerksareals) ausgeweitet. Sie kommt zu dem Schluss, dass die bestehenden Präventions- und Betriebsvorschriften angesichts der gemeldeten Vorfälle dem Ziel entsprechen.

Ergänzend dazu hat EDF eine Methodik entwickelt und angepasst, mit der sich alle potenziellen und plausiblen Szenarien im Zusammenhang mit der Analyse des Risikos einer internen Explosion in den Kreisläufen des Kernkraftwerksblocks identifizieren lassen. Die Anwendung dieser Methodik auf die Anlagen der Baureihe CPY bestätigt die Robustheit der allgemeinen Prinzipien des Überdruckbetriebs, die durch technische Systeme wie die Inertisierung (Inertgas: Stickstoff), die kontinuierliche instrumentierte Überwachung, Probenahmen und die automatische Abschaltung bei Sauerstofferkennung (TEG), die zur Eindämmung des Risikos einer internen Explosion innerhalb der Kreisläufe beitragen. Die im Rahmen dieser Anwendung durchgeführte Analyse zeigt jedoch zwei plausible Explosionsszenarien auf. Für diese Szenarien:

- führt EDF eine ergänzende Maßnahme ein, um das Explosionsrisiko im Inneren einer TEG-Abdeckung (PNPE1338) zu verringern;
- EDF führt eine ergänzende Maßnahme ein, um das Explosionsrisiko im Inneren einer RCV-Abdeckung (PNRS1024) zu verringern.

- Wasserstofffreisetzungen außerhalb der demontierbaren Bauteile

EDF hat seinen Nachweis bezüglich des mit den wasserstoffgeführten Leitungen des BAN verbundenen Explosionsrisikos nachträglich verstärkt, indem die Möglichkeit von Leckagen außerhalb der demontierbaren Bauteile analysiert wurde. Diese Studie hat die Robustheit der Auslegung aufgezeigt.

Die Räume, die im Anschluss an die Untersuchung der Leckagen außerhalb der demontierbaren Bauteile ermittelt wurden und bei denen eine Explosion zu einem gemeinsamen Ausfallmodus einer Sicherheitsfunktion führen würde, werden als „sensible Räume“ bezeichnet.

Im Rahmen der Folgemaßnahmen zum GP Agressions hat EDF zudem seine Analyse erweitert, indem die funktionalen Folgen einer Explosion infolge eines Lecks im regulären Leitungsabschnitt überprüft wurden. Die Räume, für die ein potenzieller Leckageauslöser in Betracht gezogen und die hinsichtlich der Sicherheit als sensibel identifiziert wurden, waren Gegenstand ergänzender Analysen durch EDF. Bei diesen Räumen hängt das Sicherheitsrisiko mit dem Verlust der Kühlung des Brennelement-Lagerbeckens zusammen. Ein Freiliegen der Brennelemente im Lagerbecken wird durch die Nachspeisung aus der Wasserquelle „Source d’eau“ für den „Noyau Dur“ verhindert (PNPP1714/PNPE1289 und PNPE1258, vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7). Als Reaktion auf den ersten Absatz der oben zitierten Vorschrift [AGR-G-I] hat EDF ergänzende Analysen auch für die sensiblen Räume vorgelegt.

➢ **Ausgestaltung des erschwerenden Faktors**

Gemäß dem in Absatz § 2.2.1 beschriebenen allgemeinen Vorgehen besteht die Überprüfung der Robustheit der Anlage gegenüber dem erschwerenden Faktor aus einer Untersuchung, bei der plausible Kombinationen einer internen Explosion mit einem erschwerenden Faktor berücksichtigt werden, der auf aktive Ausrüstungen angewendet wird, die den Angriff verhindern oder dessen Folgen begrenzen können (Ausrüstung zur Abwehr von Angriffen).

Ziel ist es, sicherzustellen, dass die folgenden Ziele durch die Berücksichtigung eines erschwerenden Faktors nicht in Frage gestellt werden (und gegebenenfalls wird überprüft, dass keine Auswirkungen auf die Sicherheitsfunktionen bestehen):

- die Verhinderung der Bildung einer entzündlichen Wolke,
- die Verhinderung einer Explosion.

Die Funktionen, die zur Verhinderung der Bildung einer brennbaren Wolke beitragen, sind:

  - die Belüftung (unter Anwendung des Grundsatzes der Betriebskontinuität kann die Berücksichtigung eines erschwerenden Faktors ausgeschlossen werden),
  - die Ansteuerung eines Absperrventils bei Wasserstofferkennung in bestimmten Räumen des BAN und des BW,
  - die Überwachung des Vorhandenseins eines Lüftungsdurchsatzes in den Batterieräumen.

Die einzige Maßnahme, mit der die Auslösung einer Explosion verhindert werden kann, besteht in der Installation von Geräten mit ATEX-Zertifizierung der Stufe 3G oder 2G für Räume mit besonders hohem Sicherheitsrisiko. Dabei handelt es sich um eine passive Maßnahme.

Um die Auslösung einer Explosion in einem Raum mit Explosionsgefahr zu verhindern, ist die Stromversorgung der elektrischen Geräte in bestimmten Räumen an die Wasserstoffdetektion gekoppelt. Bei dieser Kopplung wird ein erschwerender Faktor berücksichtigt.

Es wurden Analysen zur Berücksichtigung des erschwerenden Faktors in den verschiedenen Regelkreisen durchgeführt: Sie kommen alle zu dem Schluss, dass die Detektion (das unzuverlässigste Element des Regelkreises) verstärkt werden muss, weshalb sie doppelt ausgeführt wird („WENRA-Erschwerungsfaktor für die Wasserstoffdetektion“ PNPP1926 Abschnitt C).

Die Erkennung von Unterdruck in den Lüftungsanlagen der Batterieräume wird ebenfalls im Rahmen der Berücksichtigung eines erschwerenden Faktors durch den Einbau eines Wasserstoffdetektors in diesen Räumen ergänzt („Einbau von Wasserstoffdetektoren in den Batterieräumen“ – PNPP1926 Teil B).

Die zur Berücksichtigung des erschwerenden Faktors durchgeführten Studien ermöglichen es, die von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4· RP 900 erlassene Vorschrift [AGR-G-II] zu erfüllen, die verlangt, *dass* EDF spätestens bis zum 31. Dezember 2022 *„unabhängig von ihrer Zuverlässigkeit die Explosionsschutzmaßnahmen identifiziert, deren Ausfall zu einer erheblichen Erhöhung des Risikos einer Kernschmelze oder zum Verlust der redundanten Wasserzufuhrsysteme oder der Kühlsysteme für das Brennelementlagerbecken führt“* und *„die Maßnahmen zur Verringerung des Ausfallrisikos dieser Maßnahmen, die mit diesen Maßnahmen verbundenen Betriebsanforderungen sowie den entsprechenden Zeitplan“* festlegt.

Diese Studien führten insbesondere zu folgenden Maßnahmen:

- die Einrichtung eines Warnsystems an sicherheitsrelevanten Türen (PNPE1337),
- die Einführung eines geeigneten Verhaltensleitfadens für den Fall, dass das Rückschlagventil für wasserstoffhaltige Abgase zum chemischen und volumetrischen Kontrollkreislauf (RCV) nicht verfügbar ist,
- die Aufnahme zusätzlicher Bestimmungen in die Wartungsprogramme und Betriebsanweisungen.

➢ **Berücksichtigung der Reaktionszeiten des Bedienpersonals**

Gemäß dem in Abschnitt § 2.2.1 beschriebenen allgemeinen Vorgehen besteht die Untersuchung darin, alle erforderlichen Maßnahmen des Bedienpersonals – sowohl im Kontrollraum als auch vor Ort – zum Schutz vor einer Aggression zu identifizieren und sicherzustellen, dass kein „*Klippen*-Effekt“ auftritt, wenn eine Verlängerung der Reaktionszeit des Bedienpersonals zur Durchführung dieser Maßnahmen berücksichtigt wird.

Der einzige Fall, der eine Maßnahme eines Bedieners erfordert, ist der Ausfall der Belüftung oder die Erkennung von Wasserstoff in einem Batterieraum, was die Überwachung der Wasserstoffkonzentration vor Ort sowie das Öffnen etwaiger Zwischenklappen und der Raumtür zur Folge hat. Die Maßnahme des Bedieners erfolgt in einer

deutlich kürzerer Zeitspanne als der Zeit, die zum Erreichen der UEG benötigt wird, sodass keine Gefahr der Bildung einer zündfähigen Wolke besteht. Es sind daher keine zusätzlichen Vorkehrungen erforderlich.

Darüber hinaus werden im Rahmen des 4. RP 900 Übungen zum Thema „Interne Explosion" für das Einsatzpersonal in den Kernkraftwerken durchgeführt, um die ordnungsgemäße Umsetzung der in der Demonstration zur Beherrschung des Explosionsrisikos hervorgehobenen Gegenmaßnahmen zu bewerten.

Außerhalb des Reaktorbereichs

Die Untersuchungen dienen dazu, sicherzustellen, dass die ausgewählten Wasserstoffleck-Szenarien unter Kontrolle sind und dass die Restauswirkungen einer Explosion in Bezug auf die sicherheitsrelevanten Ziele akzeptabel sind.

Außerhalb des Reaktorbereichs bestehen die größten Explosionsrisiken im Maschinenraum, in den Technikstollen, in den Kabelkanälen, auf den Gaslagern und an der Schnellentleerungsstation des Generators. Dieser Ansatz wird durch Sicherheitsfolgenanalysen ergänzt, bei denen die Kumulierung von Blitzschlag und Explosion sowie von durch starken Wind erzeugten Projektilen und Explosion berücksichtigt wird und bei den Untersuchungen zum Risiko einer internen Explosion außerhalb des Reaktorblocks ein erschwerender Faktor einbezogen wird. Die Berücksichtigung der Sensitivität gegenüber den Reaktionszeiten des Bedieners ist gegenstandslos, da im Nachweis keine Maßnahmen des Bedieners bewertet werden.

Das mit dem Transport gefährlicher Güter verbundene Explosionsrisiko wird ebenfalls in Abschnitt 2.2.1.15 „Beherrschung des industriellen Risikos" berücksichtigt.

Die Zusammenfassung dieser Risikoanalysen wird in den folgenden Abschnitten beschrieben.

➢ **Anwendung der Methodik zum Schutz vor dem Risiko einer internen Explosion**

Analyse des Risikos einer Wasserstoffexplosion im Maschinenraum:

Wie beim Reaktorblock können zwei Arten von Einwirkungen zu einem vollständigen Bruch von Rohrleitungen im Maschinenraum führen: die RTHE und ein Erdbeben. Ein Brand wurde standardmäßig und aus Vorsichtsgründen als potenzieller Einwirkungsfaktor auf die Wasserstoffleitungen berücksichtigt (ein Brand, der eine Wasserstoffleitung angreift und ein Leck verursacht, entzündet den Wasserstoff sofort und erzeugt eine Flammenstrahl, der im Rahmen der Brandbetrachtung behandelt wird). Die fehlerhafte Demontage von Sonderbauteilen wurde ebenfalls als potenzieller Auslöser identifiziert.

Das „Envelope"-Szenario wäre das vollständige Entweichen des im Generator enthaltenen Wasserstoffs infolge eines Bruchs der Ölrücklaufleitung im GHE-Kreislauf. Unter diesen Umständen können zwei Explosionen unterschiedlicher Art auftreten:

- die Explosion des Wasserstoffstrahls: Die dabei entstehenden Überdrücke würden zwar zum Abreißen der Verkleidung führen, wären jedoch nicht stark genug, um die Stabilität des Maschinenraums zu gefährden,
- die Explosion einer Wasserstoffwolke: Die dabei entstehenden Überdrücke würden zwar dazu führen, dass die Verkleidung im oberen Teil des Bauwerks weggeschleudert wird, wären jedoch nicht stark genug, um die Wände des Maschinenraums zu beschädigen.

Diese beiden Explosionen sind nicht geeignet, die Erfüllung der Sicherheitsfunktionen zu beeinträchtigen.

Somit erfüllt die Auslegung der Maschinenräume der CPY-Ebene im aktuellen Zustand der Anlagen die Sicherheitsanforderungen.

Analyse des Risikos einer Wasserstoffexplosion in den technischen Stollen:

Eine Explosion in den technischen Stollen würde erhebliche Überdruckwerte erzeugen (sog. Kanoneneffekt). Aus diesem Grund wurden im Rahmen des 3. RP 900 Änderungen vorgenommen, um Wasserstofflecks zu verhindern, wobei die verschiedenen potenziellen Gefahrenquellen für die Wasserstoffrohrleitungen in den Stollen (Erdbeben, Erdbebenereignis und RTHE) berücksichtigt wurden:

- die Verlegung der Wasserstoffleitungen, um sie vor dem Risiko von Erdbeben und Erdbebenereignissen zu schützen, sowie die Verstärkung der Halterungen, um ihre Erdbebensicherheit zu gewährleisten,
- die Anbringung von Peitschenschlagschutzrahmen an den Hochenergie-Rohrleitungen (THE) zum Schutz vor dem RTHE-Risiko.

Auf diese Weise wird das Risiko einer Wasserstoffexplosion in den technischen Stollen beseitigt. Die Auslegung der technischen Stollen der 900-MWe-Stufe erfüllt die Sicherheitsanforderungen im aktuellen Zustand der Anlagen.

Analyse des Risikos einer Wasserstoffexplosion an den Schnellentleerungsstationen der Generatoren

Zu den Einwirkungsfaktoren, die die Integrität der Wasserstoffrohrleitungen der Schnellentleerungsstationen des Generators beeinträchtigen könnten, gehören für die Baureihe CPY:

- Erdbeben,
- ein Brand,
- durch starken Wind verursachte Projektile (PGGV),
- Blitzschlag.

Infolge einer der zuvor genannten Einwirkungen wird als Szenario das Entweichen des gesamten im Generator enthaltenen Wasserstoffs durch den Bruch einer oder mehrerer Wasserstoffleitungen der Station angenommen. Das befürchtete Phänomen ist somit eine Explosion im Strahl: Es wird von einer verzögerten Entzündung des Wasserstoffstrahls ausgegangen, die eine Explosion im Strahl und die Ausbreitung einer Überdruckwelle zur Folge hat.

An den Standorten der CPY-Stufe befindet sich kein Sicherheitsziel in einem Umkreis von weniger als 25 m um die Schnellentleerungsstationen des Generators. Eine Wasserstoffexplosion im Bereich der Schnellentleerungsstationen des Generators hat keine Auswirkungen auf die Sicherheit.

Analyse des Risikos einer Wasserstoffexplosion in den Rinnen (CP1-Stufe)

Für die Standorte der Stufe CP1 werden das Szenario und die Folgen einer Explosion in den Kanälen durch das im Rahmen der Untersuchung des Wasserstoffexplosionsrisikos in den Gasparks analysierte REU-Szenario (Risiko einer einzelnen Explosion) abgedeckt (siehe nachfolgenden Absatz).

Diese Kanäle sind somit in den Untersuchungsumfang der Studie „Gaspark“ einbezogen.

Analyse des Wasserstoffexplosionsrisikos an den Gasparks

Die Ergebnisse dieser Untersuchungen werden im Abschnitt zu den blockbezogenen Besonderheiten vorgestellt, da sie standortabhängig sind.

Analyse des Explosionsrisikos infolge eines Blitzeinschlags (Kombination Blitzschlag/Explosion)

Die bei der Auslegung für den Maschinenraum, den Gaspark sowie für die Stollen und Kanäle festgelegten Anforderungen schließen Blitzschlag als potenziellen Störfaktor für die Wasserstoffrohrleitungen aus.

Daher sind im 4. RP 900 für Gebäude außerhalb des Kernkraftwerksgeländes keine Änderungen im Zusammenhang mit der Berücksichtigung des Kombinationsrisikos Blitzschlag/Explosion in den Studien vorzusehen.

Risikoanalyse im Zusammenhang mit dem internen Transport gefährlicher Güter (ausgenommen radioaktive Stoffe)

Es wurde eine spezifische Analyse hinsichtlich der Risiken „*Explo*sion“, „Brand“ und „*Freisetzung gefährlicher (giftiger)* Stoffe“ durch einen Lkw durchgeführt, der Gefahrgut transportiert. Das Thema des Transports von Gefahrgut wird in Abschnitt 2.2.1.15
„Beherrschung industrieller Risiken“.

➢ **Untersuchungen zur Berücksichtigung eines erschwerenden Faktors in den Studien**

Die von dieser Analyse betroffenen Gebäude und Bauwerke des konventionellen Blocks sind:

- der Maschinenraum,
- die Technikgalerien (CPY),
- die Schnellentleerungsstation des Generators,
- die Kabelkanäle (CP1),
- die Gaslager.

Im Maschinenraum, in den Kabelkanälen und an der Schnellentleerungsstation des Generators sind keine Maßnahmen erforderlich, um die Folgen einer Explosion infolge eines Erdbebens, eines Brandes oder eines RTHE zu verhindern oder sich davor zu schützen. Dementsprechend wird gemäß dem gewählten Ansatz zur Anwendung eines Erschwernisfaktors in den Studien kein Erschwernisfaktor berücksichtigt.

In den Technikstollen und im Bereich der Gaslager sind die zur Berücksichtigung des Explosionsrisikos vorgesehenen Maßnahmen passive Maßnahmen.

Die Anwendung eines Erhöhungsfaktors hat somit keine Auswirkungen auf die Sicherheit. Daher sind für den 4. RP 900 bei Gebäuden außerhalb des Kernkraftwerksgeländes keine Änderungen im Zusammenhang mit der Berücksichtigung des Erhöhungsfaktors in den Studien *zur „internen* Explosion“ erforderlich.

❖ **Fazit**

Im Rahmen des 4. RP 900 wurden wesentliche Weiterentwicklungen beim Sicherheitsnachweis vorgenommen. Insbesondere ermöglichte die Durchführung detaillierter und umfassender Studien eine physikalische Charakterisierung der Auswirkungen von Explosionen auf die Anlagen und damit eine quantitative Begründung der Annahmen, die für die Analysen der funktionalen Folgen zugrunde gelegt wurden.

Darüber hinaus führen die durchgeführten Studien unter Berücksichtigung der WENRA-Referenzwerte und insbesondere des Verschärfungsfaktors zu Ergänzungen des Sicherheitsnachweises und zur Umsetzung zusätzlicher Maßnahmen.

Für die Gebäude des *„Kernkraftwerkskomplexes“*:

Diese Untersuchungen und die damit verbundenen Änderungen, die im Rahmen des 4. RP 900 umgesetzt wurden, ermöglichen es:

- das Risiko der Bildung einer explosionsfähigen Atmosphäre in den BAN-Räumen zu verringern,
- das Risiko eines Ausfalls der Belüftung in den Batterieräumen sowie das Risiko einer Wasserstoffansammlung zu verringern.

Im Rahmen der von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [AGR-G] wurden ergänzende Studien durchgeführt.

Für Gebäude *„außerhalb des Kernkraftwerksgeländes“*:

Die Untersuchung des Risikos einer internen Explosion ergab entweder, dass keine Auswirkungen auf die Sicherheit bestehen (im Fall des Maschinenraums, der Schnellentleerungsstation des Generators und der Abflussrinnen), oder dass dieses Risiko ausgeschlossen werden kann (im Fall der technischen Stollen).

Spezifischer Teil zum Block 3 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

- *Analyse des Risikos einer Wasserstoffexplosion in den Gaslagern*

Verschiedene Einwirkungen können die in den Gaslagern (SGZ und GNU) gelagerten Druckgasmengen beeinträchtigen: Erdbeben, durch starken Wind verursachte Geschosse, Brand und Bruch von Hochdruckrohrleitungen (RTHE). Blitzschlag wird als Auslöser einer Explosion in den Gaslagern berücksichtigt, ist jedoch durch das REU-Szenario abgedeckt.

Angesichts des Risikos einer Beschädigung mehrerer Wasserstoffflaschenrahmen und der damit verbundenen Folgen in Form von Überdruck und herumfliegenden Projektilen kommt die standortspezifische Explosionsrisikoanalyse zu dem Schluss, dass geeignete Schutzmaßnahmen getroffen werden müssen, wie zum Beispiel:

- Für die SGZ-Anlagen (PNPP1012):
  - Begrenzung der Folgen einer möglichen Explosion in den SGZ-Anlagen in Bezug auf Sicherheitsziele durch eine geeignete Standortwahl (Einhaltung der Sicherheitsabstände zu den Sicherheitszielen),
  - Schutz der Gasspeicher vor bestimmten Einwirkungen (Brand außerhalb der Anlage, Erdbeben bei brennbaren Gasen, RTHE, durch starken Wind verursachte Projektile bei brennbaren Gasen, Blitzschlag, Flammenstrahl), um das Explosionsrisiko zu vermeiden,
  - Reduzierung der Menge der am Standort gelagerten Gase.
- Für den Flüssigstickstofftank (PNPP1012):
  - Einhalten eines angemessenen Abstands, um das Risiko externer Einwirkungen durch die SGZ-Parks zu vermeiden,
  - Schutz des Flüssigstickstoffbehälters vor bestimmten Einwirkungen (Brand außerhalb der Anlage, Erdbeben, RTHE, durch starken Wind verursachte Projektile, Blitzschlag, Flammenstrahl), um das Risiko einer BLEVE (Boiling Liquid Expanding Vapor Explosion) zu verhindern.
- Für GNU-Gasanlagen (PNPP1012A):
  - Schutz der Gasspeicher vor bestimmten Einwirkungen (Brand außerhalb der Anlage, Erdbeben bei brennbaren Gasen, RTHE, durch starken Wind verursachte Projektile, Blitzschlag, Flammenstrahl), um das Explosionsrisiko zu verhindern,
  - Begrenzung der Folgen einer möglichen Explosion im GNU-Gasanlagenpark in Bezug auf Sicherheitsziele durch eine geeignete Standortwahl (Einhaltung der Sicherheitsabstände zu den Sicherheitszielen).

Bestandsaufnahme des Zustands des Blocks

Änderungen:

- PNPE1118 „Erdbebensicherung des DVE-Systems in den „Batterieräumen“,
- PNPP1012 Band A „Risiken im Zusammenhang mit Gaslagern außerhalb von Gebäuden“,
- PNPP1709 „Austausch der SIERS-Ventile und Verriegelung der manuellen RPE-Ventile“,
- PNPP1926 Abschnitte A, B und C „Anwendung des WENRA-Schärfungsfaktors für die Wasserstoffdetektion – KRT-Regelung“,
- PNRL1924 „Erdung der DVN-Kanäle für die Belüftung der Jodräume“,

wurden im Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderungen:

- PNPE1338 „Verhinderung des Lufteintritts in das Abgasbehandlungssystem – Ankopplung der TEP-Absperrung an den Sauerstoffmesser TEG“,
- PNRS1024 „Einbau einer Anschlussmanschette am SGZ (Gasspeicher)“,
- PNPE1445 Band A „Schutz von zwei RRI-Leitungen (Zwischenkühlung) vor dem Öffnen einer Tür infolge einer potenziellen Explosion und Einbau eines Schutzrahmens gegen Peitschenwirkung“,
- PNPP1945 „Erdung der DVN-Kanäle für die Belüftung der Jodräume“,

werden im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4. RP 900 im Block 3 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt.

Die Änderung PNPE1258 außerhalb von Band J „Einbau der ASG-ND-Vorrichtung und einer festen Nachspeiseleitung für das BK-Becken durch SEG“ wird im Block 3 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration spätestens in Phase B des 4. RP 900 vorgesehen ist.

Die Änderung PNPE1337 „Alarm zur Aufrechterhaltung des geschlossenen Zustands von Brandschutztüren“ wird im Block 3 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen eines spezifischen Zeitplans umgesetzt, wobei die Integration spätestens im Februar 2031 vorgesehen ist.

Die Änderung PNPP1714 „Wasserquelle für die Nachspeisung des Kerns“ wird im Block 3 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen eines spezifischen Zeitplans umgesetzt, wobei die Integration spätestens im Februar 2026 vorgesehen ist. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung im Hinblick auf ihre Berücksichtigung in den Kumulierungsstudien des MDTE werden spätestens bei VD4 + 2 Jahre berücksichtigt.

2.2.1.3 Interne Überflutung, Ausfälle von Rohrleitungen sowie Ausfälle von Behältern, Pumpen oder Hochdruckventilen

Allgemeiner Teil „Lagerung“

❖ **Hintergrund und Gegenstand der Studien**

Anlässlich des 4. RP 900 hat EDF seine Sicherheitsnachweise für die Einwirkgrößen *„interne* Überflutung“ und „Rohrleitungsausfälle“ weiterentwickelt, um insbesondere die WENRA-Referenzwerte zu berücksichtigen (Berücksichtigung eines erschwerenden Faktors, Durchführung einer Sensitivitätsanalyse hinsichtlich verlängerter Reaktionszeiten des Bedienpersonals). Die Studien zu den Referenzszenarien *„Interne* Überflutung“ und „*Rohrleitungsausfälle*“ wurden weiterentwickelt, wobei Bedienerreaktionszeiten berücksichtigt wurden, die denen der Unfallstudien entsprechen. Die Untersuchung der durch Peitschenbewegung verursachten Überflutung im Falle eines RTHE wurde ebenfalls weiterentwickelt, wobei der durch Peitschenbewegung verursachte Ausfall der Rohrleitung berücksichtigt wurde, der hinsichtlich des Wasservolumens über eine konventionelle Abflussdauer von einer Stunde am gravierendsten ist.

Die Studien „*Interne Überflutung*“ und „*Rohrleitungsausfälle*“ haben folgende Ziele:

- Sicherzustellen, dass ein Störfall vom Typ *„Interne* Überflutung“ oder „Rohrleitungsversagen“ den Betrieb und die Aufrechterhaltung des sicheren Zustands des Reaktorblocks nicht verhindert. In der Praxis bedeutet dies, zu überprüfen, ob der Störfall kein Gemeinsames-Modus-Risiko für die Ausrüstung, die die Rückkehr und Aufrechterhaltung des Reaktorblocks in einen sicheren Zustand ermöglicht, sowie für deren unterstützende Systeme darstellt;
- zu überprüfen, ob eine Störung durch *„interne* Überflutung“ oder „*Rohrleitungsausfälle*“ nicht zu einer Überschreitung der Grenzwerte für radioaktive Ableitungen außerhalb des Standorts führt. In der Praxis muss die Rückhaltung kontaminierter Flüssigkeiten innerhalb der Gebäude oder Anlagen jegliche Verschmutzung von Gewässern (Oberflächen- oder Grundwasser) verhindern.

Es wird eine Untersuchung zum gleichzeitigen Auslaufen von nicht erdbebensicheren Behältern außerhalb des Referenzrahmens für interne Überschwemmungen durchgeführt, um sicherzustellen, dass kein gemeinsamer Störfall vorliegt, der die Rückführung und Aufrechterhaltung des sicheren Betriebs des Reaktorblocks verhindert, und dass die Grenzwerte für radioaktive Freisetzungen außerhalb des Standorts nicht überschritten werden.

EDF berücksichtigt bei der Nachweise der nuklearen Sicherheit zudem das Risiko eines Ausfalls von Druckbehältern als interne Beanspruchung. Die Untersuchungen im Zusammenhang mit dem Ausfall von Behältern, Pumpen oder Ventilen ergänzen die Schutzmaßnahmen gegen Ausfälle von Rohrleitungen.

Die Studien zum *„Ausfall von Behältern, Pumpen oder* Ventilen“ haben folgende Ziele:

- Sicherzustellen, dass ein durch den Ausfall eines Behälters, einer Pumpe oder eines Ventils freigesetztes Projektil die Rückführung und Aufrechterhaltung des sicheren Zustands des Reaktorblocks nicht verhindert. In der Praxis bedeutet dies, zu überprüfen, dass die Beeinträchtigung nicht zu einem Gemeinsamsrisiko für die Anlagen führt, die die Rückführung und Aufrechterhaltung des Reaktors in einem sicheren Zustand ermöglichen, sowie für deren unterstützende Systeme;
- Zu überprüfen, dass ein durch den Ausfall eines Behälters, einer Pumpe oder eines Ventils freigesetztes Projektil nicht zu einer Überschreitung der Grenzwerte für radioaktive Freisetzungen außerhalb des Standorts führt. In der Praxis muss die Rückhaltung kontaminierter Flüssigkeiten innerhalb der Gebäude oder Bauwerke jegliche Verschmutzung von Gewässern (Oberflächen- oder Grundwasser) verhindern.

Ergänzend zu den Auswirkungen von Projektilen in den Räumlichkeiten, in denen sich die Anlagen befinden, vervollständigt EDF seinen Ansatz durch die Überprüfung der Widerstandsfähigkeit des Hochbaus gegenüber einer repräsentativen Stichprobe interner Projektile im Reaktorgebäude (BR), die bei der Auslegung berücksichtigt wurden. Für den 4. RP 900 wurde diese Stichprobe um die Absperrventile der RIS-Akkumulatoren (in Übereinstimmung mit den für den EPR Flamanville 3 untersuchten Geschossen) im Inneren des BR sowie um drei Ventile außerhalb des BR ergänzt. Ziel ist es, sicherzustellen, dass die Betonwände durch diese Geschosse nicht durchschlagen werden.

❖ **Zusammenfassung der Untersuchungen**

➢ **Interne Überflutungen und Rohrleitungsausfälle**

Untersuchungen zu den Belastungsszenarien *„Interne Überflutung*“ und *„Rohrleitungsausfälle*“:

Die Methodik zur Durchführung der Untersuchungen zu den Belastungsfällen *„interne* Überflutung“ und „Rohrleitungsversagen“ ist sowohl für den Kernkraftwerksbereich als auch für den konventionellen Bereich der CPY-Generation anwendbar. Sie besteht darin:

- Ermittlung des ungünstigsten Wasservolumens. Es sei darauf hingewiesen, dass EDF anhand von Erfahrungswerten und den Schlussfolgerungen der verfügbaren experimentellen Studien zum RTHE-Peitschenphänomen begründet hat, dass die für die Studien zur internen Überflutung zugrunde gelegte Annahme eines einzigen, durch das Peitschen einer Hochenergie-Rohrleitung verursachten Ausfalls relevant ist;
- Ermittlung der Anlagenkomponenten, die durch interne Überflutung (Eintauchen und Bespritzung), durch Schwingungen, durch Strahleffekte und durch veränderte Umgebungsbedingungen im Falle eines RTHE außer Betrieb gesetzt werden;
- Durchführung von Funktionsanalysen zur Beurteilung der Akzeptanz von Geräteausfällen;
- Das Containment-Management analysieren.

  Was den Kernkraftwerksblock betrifft, haben die Untersuchungen das Vorhandensein möglicher gemeinsamer Ausfallmodi sowie potenzieller Ableitungen von Abwässern außerhalb der Gebäude oder in externe Rückhaltebecken aufgezeigt. Um diesen möglichen gemeinsamen Ausfallmodi und Ableitungen von Abwässern nach außen entgegenzuwirken, wurden folgende Änderungen festgelegt:

- Die Änderung „Eindämmung von Abwässern und Abdichtung von Durchführungen“ (PNPE1108 Band A) besteht darin, bestimmte Durchführungen abzudichten, um deren Dichtheit zu gewährleisten, und ermöglicht so die Eindämmung von Abwässern. Sie trägt somit zur Verhinderung und Begrenzung der Freisetzung radioaktiver Flüssigkeiten innerhalb der festgelegten Grenzwerte bei;
- Die Änderung „Austausch der Schaltschränke RPE/RRI – Schutz vor innerem Hochwasser“ (PNPE1032) besteht darin, bestimmte Schaltschränke durch Geräte mit einer höheren Schutzart (IP) zu ersetzen, wodurch trotz ihrer Besprühung der Schutz im Falle eines inneren Hochwassers gewährleistet wird.

Die Untersuchungen zum konventionellen Block haben gezeigt, dass bestimmte Trichter der Pumpstation abgedichtet, Öffnungen zwischen den Räumen der Pumpstation geschaffen oder Schwellen eingebaut werden müssen sowie die Schaltschränke vor Beschädigungen geschützt werden müssen (PNPE1144).

Sensitivitätsanalyse hinsichtlich der Reaktionszeiten des Betriebspersonals:

Die Berücksichtigung der von den WENRA-Referenzstufen empfohlenen Bedienerzeiten hat gezeigt, dass eine Verlängerung der Zeit bis zur Isolierung des Lecks keine wesentlichen Auswirkungen hinsichtlich des Wasservolumens oder der Funktionsanalyse hat und die Schlussfolgerungen der Studien zur Umsetzung des Referenzrahmens nicht in Frage stellt.

Berücksichtigung des erschwerenden Faktors:

Für die EDA (Ausrüstung zur Abwehr von Angriffen) wurde ein erschwerender Faktor berücksichtigt, wobei der ungünstigste Fall unter den Absperrvorrichtungen und Detektionsvorrichtungen zugrunde gelegt wurde.

Der erschwerende Faktor wurde bei den manuell betätigten Absperrventilen angesichts ihrer hohen Zuverlässigkeit nicht angewendet. Es wurde eine ergänzende Studie durchgeführt, um die sicherheitsrelevanten Absperrventile zu identifizieren. Im Ergebnis dieser Studie wurde kein sicherheitsrelevantes Absperrventil identifiziert.

Ergänzend zu diesen Studien wurde ein Verfahren zur Analyse des Ausfallrisikos der statischen Anlagen in den Studien zur internen Überflutung eingeführt. Darauf folgte eine Studie, mit der sicherheitsrelevante Entwässerungssysteme identifiziert wurden, für die im Betrieb Anforderungen gelten, die ihrem Sicherheitsrisiko angemessen sind.

Untersuchung des gleichzeitigen Überlaufs von nicht erdbebensicheren Behältern:

Die Methodik zur Untersuchung des gleichzeitigen Überlaufs von nicht erdbebensicher ausgelegten Behältern ist wie folgt aufgebaut:

- Ermittlung aller nicht erdbebensicheren Behälter, ihres Volumens sowie ihres Standorts;
- Ermittlung der Überschwemmungsquellen nach Behältergruppen;
- Für jedes Überschwemmungsgebiet Durchführung einer Untersuchung zur Ausbreitung und Verteilung des Wassers gemäß der Methodik, die für die Untersuchungen zu den Schadensszenarien „*Rohrleitungsausfälle*“ und „*Innenüberflutung*“;
- Überprüfung, dass keine Interferenzbereiche zwischen allen Ausbreitungs- und Ausbreitungsphasen vorhanden sind;
- Durchführung von Funktionsanalysen in Bezug auf die identifizierten gemeinsamen Moden gemäß der Methodik, die für die Untersuchungen zu den Störfällen „Rohrleitungsausfälle“ und „*interne Überflutung*“ verwendet wurde. Dieser Schritt dient dem Sicherheitsziel der Ausweichsicherung und der Aufrechterhaltung des sicheren Zustands des Reaktorblocks;
- Überprüfung der Eindämmung des gesamten Abflussvolumens aus den nicht-seismischen Behältern in den Gebäuden. Dieser Schritt dient dem Ziel, die Grenzwerte für radioaktive Ableitungen außerhalb des Standorts nicht zu überschreiten.

Die funktionale Analyse gemeinsamer Ausfallmodi hat gezeigt, dass die Kumulierung von Funktionsausfällen infolge des gleichzeitigen Auslaufens der nicht-seismischen Behälter die Rückkehr und Aufrechterhaltung des sicheren Zustands des Reaktorblocks nicht gefährdet. Die Untersuchung hat jedoch ein Auslaufen von Abwasser aufgezeigt, das zu einer Ausbreitung außerhalb des BAN führen könnte. Band B der Änderung PNPE1108 ermöglicht es, das Volumen dieses Abwassers innerhalb des Gebäudes einzudämmen.

➢ **Ausfall von Behältern, Pumpen oder Ventilen**

Der gewählte Ansatz zur Behandlung des Risikos dieser Einwirkung besteht darin:

- Ermittlung der Anlagen, deren Ausfallrisiko untersucht werden muss;
- Analyse des Ausfalls der betroffenen Anlagen und seiner Folgen sowie gegebenenfalls Vorschlag von Lösungen.

Die Art der durchzuführenden Untersuchung hängt davon ab, ob es sich um Hochenergie- oder Mittelenergieanlagen handelt, sowie vom Qualitätsniveau der Konstruktion und Fertigung der betreffenden Anlagen.

Ausfall einer Pumpe:

Im Falle eines Pumpenausfalls lassen die Konstruktions- und Fertigungsmerkmale der Anlage den Schluss zu, dass der Ausstoß von Projektilen, der zu inakzeptablen Folgen führen könnte, ausgeschlossen ist.

Bei Kreiselpumpen besteht der größte Teil der gespeicherten Energie aus Rotationsenergie. Ausfälle können auf Defekte an rotierenden Bauteilen oder auf übermäßige Belastungen zurückzuführen sein. Diese Energie reicht jedoch nicht aus, um Projektile zu erzeugen, die inakzeptable Schäden verursachen könnten. Insbesondere bei Pumpenlaufrädern hat die Erfahrung der Pumpenhersteller gezeigt, dass ein von einem Laufrad erzeugtes Projektil das Pumpengehäuse nicht durchdringt.

Dies gilt auch für Kolbenpumpen, da diese nur über eine geringe Translationsenergie verfügen, sowie für Kompressoren und von Elektromotoren stammende Projektile, da deren Stator als Schutzgehäuse gegenüber einem möglichen Projektil dient.

Darüber hinaus sind Ventilatoren aufgrund der geringen gespeicherten Energie nicht dazu geeignet, mögliche Projektile zu erzeugen.

Ausfälle von Behältern oder Ventilen:

Der Ansatz unterscheidet zwischen Hochenergie- und Mittelenergie-Komponenten. Nur Hochenergie-Komponenten (d. h. solche, die ein Medium in flüssiger oder gasförmiger Phase mit einem Druck von mehr als 20 bar relativ und/oder einer Temperatur von mehr als 100 °C befördern) können im Falle eines Versagens durch Bruch interne Projektile erzeugen.

Wenn diese Hochenergie-Anlagen gemäß einer nuklearen Norm (RCC-M, ASME Section III oder gleichwertig) konstruiert und gefertigt sind, ist ein vollständiger mechanischer Versagenstyp in Form eines Bruchs ausgeschlossen.

Die Hochenergieanlagen, deren Ausfallfolgen untersucht werden, sind:

- Alle Ventile oder Rückschlagventile mit Ausnahme derjenigen, die sowohl als IPS klassifiziert als auch gemäß einer nukleartechnischen Norm ausgelegt sind;
- Behälter, die nicht als IPS oder IPS-NC klassifiziert sind.

Die Ergebnisse der Untersuchungen bestätigen die Robustheit der Anlagen gegenüber Projektilen, die durch den Versagen von Hochenergie-Behältern und -Ventilen entstehen. Die Folgen einer potenziell durch das Versagen von Ventilen und Behältern verursachten internen Überflutung werden im Rahmen der Untersuchungen *zur „internen Überflutung“* berücksichtigt.

Widerstandsfähigkeit der Bauwerksstruktur gegenüber Projektilen:

Die bei der Auslegung für die CPY-Stufe berücksichtigten internen Projektile entsprechen denen, die bei der Auslegung des EPR Flamanville 3 zugrunde gelegt wurden.

Die Ergebnisse der Studien belegen die Widerstandsfähigkeit der Bauwerksstruktur gegenüber Projektilen auf der CPY-Stufe. Es ist anzumerken, dass die Auslegung der Blöcke der CPY-Stufe darauf abzielte, eine gute Trennung der verschiedenen Sicherheitssysteme zu gewährleisten, was ein grundlegendes Element der Robustheit der Anlagen gegenüber Einwirkungen darstellt.

Empfindlichkeit gegenüber erschwerenden Faktoren und Bedienerfehlern (WENRA):

Diese Studien (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1) haben keine Auswirkungen auf dieses Thema, da:

- keine aktiven Anlagen am Schutz vor Ausfällen von Behältern, Pumpen oder Ventilen beteiligt sind (mit Ausnahme von induzierten Überschwemmungen);
- keine Bedienermaßnahmen zum Schutz vor Ausfällen von Behältern, Pumpen oder Ventilen erforderlich sind (mit Ausnahme induzierter Überschwemmungen).

❖ **Fazit**

➢ **Interne Überschwemmungen und Rohrleitungsausfälle**

Im Rahmen des 4. RP 900 wurden wesentliche Änderungen (insbesondere die Berücksichtigung der WENRA-Referenzwerte) vorgenommen, die zur Durchführung detaillierter Studien führten, mit denen die Sicherheitsziele erfüllt werden konnten.

Diese Studien und die damit verbundenen Änderungen, die im Rahmen des 4. RP 900 umgesetzt wurden, ermöglichen die Erfüllung der Sicherheitsanforderungen des Regelwerks zum Schutz vor den Risiken von Rohrleitungsausfällen und internen Überschwemmungen.

➢ **Ausfall von Behältern, Pumpen oder Ventilen**

Die im Rahmen des 4. RP 900 durchgeführten Studien ermöglichen es, die Sicherheitsanforderungen zum Schutz vor dem Risiko von Ausfällen von Behältern, Pumpen oder Ventilen zu erfüllen. Sie belegen insbesondere die Repräsentativität der Projektile, die im Rahmen des Sicherheitsnachweises für Reaktoren der neuesten Generation vom Typ EPR Flamanville 3 ausgestoßen und zurückgehalten werden können.

Spezifischer Teil zum Block 3 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Blayais weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands

des Blocks Die Änderungen:

- PNPE1108 Band A „Schutz vor interner Überflutung – Dichtheit der Durchführungen“,
- PNPE1032 „Austausch der Schaltschränke RPE/RRI – Schutz vor interner Überflutung“,
- PNPE1144 „Interne Überflutung – konventioneller Inselschutz“,

wurden am Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPE1108 Band B „Eindämmung von Abwässern und Abdichtung von Durchführungen“ wird am Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration spätestens in Phase B des 4. RP 900 vorgesehen ist.

Die Änderung PNRS1098 „Überprüfung der Robustheit der Anlagen hinsichtlich des Risikos einer Sprühwasserbelastung im Falle einer internen Überflutung“ wird im Rahmen der Phase B „Ergänzungen“ des 4. RP 900 im Block 3 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt.

2.2.1.4 e externe Überflutung

Allgemeiner Teil – Lagerbereich

❖ **Hintergrund und Gegenstand der Untersuchungen**

Im Rahmen des 4. RP 900 überprüft EDF die Robustheit der Anlagen der Baureihe CPY hinsichtlich der im ASNR-Leitfaden Nr. 13 beschriebenen Gefahren im Zusammenhang mit dem Schutz von kerntechnischen Anlagen vor externen Überschwemmungen.

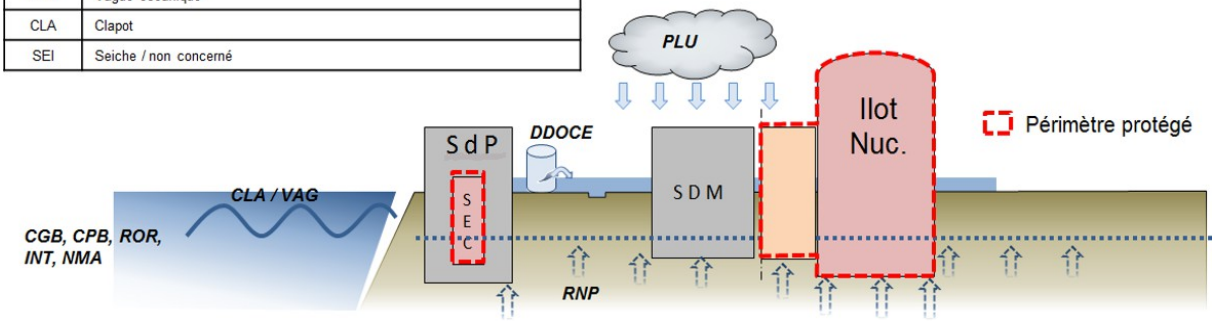
Ergänzend dazu hat EDF im Rahmen der Umsetzung der technischen Vorgaben der ASN aus dem Jahr 2012 auch die volumetrischen Schutzvorrichtungen analysiert.

❖ **Zusammenfassung der Studien**

➢ Neubewertung der Risiken im Zusammenhang mit dem Gefahrenfaktor „*externe Überschwemmung*“ auf der Grundlage des Leitfadens Nr. 13 der ASNR

Das nachstehende Schema zeigt die verschiedenen im ASNR-Leitfaden Nr. 13 beschriebenen Hochwasserrisikoszenarien (SRI), die im Rahmen des 4. RP 900 für die CPY-Stufe untersucht werden.

PLU	Pluies locales
DDOCE	Dégradation ou dysfonctionnement d'ouvrages, de circuits ou d'équipement
RNP	Remontée de Nappe Phréatique
CPB	Crue sur Petit Bassin versant
INT	Intumescence – Dysfonctionnement d'ouvrage hydraulique
CGB	Crue sur Grand Bassin versant
ROR	Rupture d'un Ouvrage de Retenue
NMA	Niveau Marin
VAG	Vague océanique
CLA	Clapot
SEI	Seiche / non concerné



Je nach Standort auf der CPY-Ebene sind nicht alle davon relevant.

PLU: Verhalten des Regenwasserableitungsnetzes bei Starkregen; Abflussphänomene

Die Charakterisierung dieses Hochwasserrisikos weicht erheblich vom Referenzsystem *„REX Blayais“* ab. Insbesondere wechselt das Regenprofil von einer über die gesamte Regenperiode hinweg konstanten Intensität zu einer variablen Intensität mit einer Intensitätsspitze, was einem realen Regenereignis entspricht.

Die Berücksichtigung der Empfehlungen des ASN-Leitfadens Nr. 13 führt zu einem Anstieg der Abflussmengen aus dem Regenwasserableitungsnetz.

Es ist anzumerken, dass EDF im Rahmen der Umsetzung der technischen Vorgaben der ASN nach dem Unfall von Fukushima an allen Standorten Studien zu Niederschlägen und zum Bruch von Behältern infolge eines Erdbebens durchgeführt hat.

In diesem Zusammenhang sind daher Schutzvorrichtungen vorgesehen, die bereits vor dem 4. RP 900 (PNPP1675) installiert wurden. Diese Maßnahmen bestehen darin, die Zugänge zu den Räumen, in denen sich die für den Rückzug und die Aufrechterhaltung eines sicheren Zustands erforderlichen Ausrüstungen befinden, zu schützen, indem ihre Höhe durch Schwellen oder Spundwände erhöht wird, die mit kleinen Stahlbetonmauern kombiniert sind, um die Kontinuität mit der Außenwand des zu schützenden Gebäudes zu gewährleisten. Etwaige Durchführungen (Rohr- oder Kabeldurchführungen) im unteren Bereich der Gebäude sind abgedichtet.

Somit tragen diese Schutzmaßnahmen zum Schutz der Standorte vor den Folgen der Änderungen der Charakterisierung bei, die sich aus den Empfehlungen des ASN-Leitfadens Nr. 13 für SRI PLU und DDOCE ergeben (siehe unten). Weitere Maßnahmen (Behandlung von Bypässen, besondere Betriebsvorschriften…) können den Schutz des Kernkraftwerks gegenüber der SRI PLU ergänzen (siehe Abschnitt „Besonderheiten des Blocks“).

DDOCE: Beschädigung oder Funktionsstörung von Bauwerken, Rohrleitungen oder Anlagen, die sich auf Gebäude auswirken, in denen sicherheitsrelevante Anlagen (EIP) untergebracht sind

Diese SRI weist im Vergleich zum Referenzrahmen *„REX Blayais“* mehrere Änderungen auf. Insbesondere sind bei den zu berücksichtigenden Annahmen zur Befüllung von nicht erdbebensicheren Behältern fortan eine Befüllung bis zur maximalen Nutzkapazität zu berücksichtigen.

Ebenso sind die Annahmen bezüglich Rohrbrüchen ungünstiger als die im Rahmen des *„REX Blayais“* zugrunde gelegten. Daher sind im Vergleich zu den im Rahmen des *„REX Blayais“* durchgeführten Studien zusätzliche Austritte zu erwarten. Die im Rahmen der SRI DDOCE erreichte Wasserhöhe ist daher höher als bei der vorherigen Überprüfung.

Wie bereits für die SRI PLU dargelegt, tragen Schutzmaßnahmen, die den technischen Vorgaben der ASN nach Fukushima entsprechen, zum Schutz der Standorte vor den Folgen der durch die Empfehlungen des ASN-Leitfadens Nr. 13 für die SRI PLU und DDOCE bedingten Änderungen der Charakterisierung bei. Weitere Maßnahmen (Wassererkennungssystem usw.) können den Schutz des Kernkraftwerks im Hinblick auf die SRI DDOCE ergänzen.

RNP: Anstieg des Grundwasserspiegels

Der ASN-Leitfaden Nr. 13 führt zu keiner wesentlichen Änderung hinsichtlich der Methode zur Charakterisierung des mit diesem SRI verbundenen Referenzniveaus.

CPB: Hochwasser in Einzugsgebieten mit einer Fläche zwischen 10 und 5.000 km^2 Nur der Standort Tricastin

ist von dieser SRI betroffen (Vorhandensein der Gaffière in der Nähe des Kernkraftwerks).

INT: Plötzliche, vorübergehende und lokal begrenzte Schwankung des Wasserstands in der Nähe des Kernkraftwerks aufgrund einer Störung an einem Wasserbauwerk oder des Ausfalls der Umwälzpumpen in einer Pumpstation

Der ASN-Leitfaden Nr. 13 empfiehlt, dieses SRI unter Berücksichtigung der Anfangsbedingungen für Wasserstand und Durchfluss zu untersuchen, die zu der ungünstigsten Quellung führen. Der Anfangswasserstand berücksichtigt keine Situation, die seltener auftritt als die SRI bei Hochwasser oder Meeresspiegel.

CGB: Hochwasser in Einzugsgebieten mit einer Fläche von mehr als 5.000 km^2

Die Charakterisierung dieser SRI weicht geringfügig vom Referenzsystem *„REX* Blayais“ ab, was die Berücksichtigung der aus den hydraulischen Modellierungen resultierenden Unsicherheiten im Referenzwert betrifft.

ROR: Ausbreitung der Bruchwelle eines Staudamms

Diese SRI bringt im Vergleich zu den im Rahmen des *„REX Blayais“* durchgeführten Studien wesentliche Neuerungen mit sich. Tatsächlich ähnelt die Methodik derjenigen, die für die von den Behörden durchgeführten Studien zu den PPI (Plans Particuliers d'Intervention, Spezifische Einsatzpläne) gewählt wurde.

NMA: Meeresspiegel

Die zur Berechnung der Meeresspiegel angewandte Methodik, die den Empfehlungen des ASN-Leitfadens Nr. 13 folgt, unterscheidet sich von der des „REX Blayais“.

Für Standorte an der Küste werden die Ergebnisse der Studien dieser SRI und die sich daraus ergebenden möglichen Änderungen im Abschnitt „*Besonderheiten des* Blocks“ dargestellt, da sie standortabhängig sind.

VAG: Meereswellen und Wellengang

Der ASN-Leitfaden Nr. 13 führt zu keiner wesentlichen Änderung hinsichtlich der Methode zur Charakterisierung des mit dieser SRI verbundenen Referenzpegels. Es ist jedoch zu beachten, dass die Auswirkungen dieser SRI stark vom gewählten Meeresspiegel abhängen (da sich Dünung und Wellengang auf den NMA-Pegel ausbreiten).

Für Standorte an der Küste werden die Ergebnisse der Untersuchungen zu dieser SRI und die sich daraus ergebenden möglichen Änderungen im Abschnitt „*Besonderheiten des* Abschnitts“ dargestellt, da sie standortabhängig sind.

CLA: Wellengang – Flussstandorte

Der ASN-Leitfaden Nr. 13 führt zu keiner wesentlichen Änderung hinsichtlich der Methode zur Charakterisierung des mit dieser SRI verbundenen Referenzniveaus.

Die Ergebnisse der Untersuchungen zu diesen SRI und die sich daraus möglicherweise ergebenden Änderungen werden im Abschnitt über die blockbezogenen spezifischen Untersuchungen dargestellt, da sie standortabhängig sind.

SEI: Seiche

Der ASN-Leitfaden Nr. 13 führt die Definition dieses Risikos ein. Das Risiko des Auftretens einer Seiche wird auf der Grundlage der verfügbaren Erfahrungswerte untersucht. Wird bei Küstenanlagen (Hafenbecken, Wasserentnahme- oder -ableitungskanäle) ein Risiko für das Auftreten einer Seiche festgestellt, wird dieses Phänomen bei der Berechnung des Referenzmeerspiegels berücksichtigt. Bislang wurde dieses Risiko im Rahmen der Erfahrungsauswertung (REX) nicht festgestellt.

➢ **Verhalten des volumetrischen Schutzes**

Im Rahmen des 4. RP 900 besteht das Ziel darin, zu überprüfen, dass differentielle Setzungen keine Auswirkungen auf die Waterstop-Dichtungsstreifen haben, und nachzuweisen, dass eine erdbebenbedingte Überflutung durch das Grundwasser keine Auswirkungen auf die Sicherheit der Fugenabdichtungen des volumetrischen Schutzes hat. Die Untersuchungen belegen die Unversehrtheit der durch differentielle Setzungen beanspruchten Fugen an den Grenzen des volumetrischen Schutzes an den Standorten des CPY-Plateaus.

Ergänzend dazu hat EDF ein Untersuchungskonzept für beide Systeme (Waterstop-Bänder und Dichtungen vom Typ Dichtungsmasse) definiert, mit dem ein erdbebenbedingtes Überschwemmungsrisiko durch Wassersäulen verhindert werden kann, die durch den bei einem Erdbeben der Stufe SMS angenommenen Grundwasserspiegel entstehen. Diese Untersuchungen belegen die Unversehrtheit der Fugen an den Grenzen des volumetrischen Schutzes unter Erdbebenbelastung.

Es wurde eine generische Studie zur Wasserdichtigkeit von Fugendichtungsmassen nach einem Erdbeben durchgeführt, um die Ergebnisse der Laborversuche auf die verschiedenen in Kernkraftwerken verwendeten Dichtungsmassen zu übertragen. Diese Studie hat gezeigt, dass die Dichtungsleistung von *„Vollmass“*-Elastomeren und von Elastomeren, deren Dicke durch einen Fugenboden begrenzt ist, vor und nach seismischen Beanspruchungen ähnlich ist.

➢ **Schärfungsfaktor und Empfindlichkeit gegenüber der Bedienungszeit (WENRA)**

Die Analyse bezüglich des Aggravierungsfaktors und der Empfindlichkeit gegenüber der Reaktionszeit des Bedienpersonals wird im Abschnitt „Besonderheiten des Blocks“ vorgestellt.

Block-spezifischer Abschnitt 3 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

- *SRI PLU und DDOCE*

Block 3 des Kernkraftwerks Blayais ist hinsichtlich dieser SRI geschützt durch:

- die bestehenden Maßnahmen, die im Rahmen der Umsetzung der technischen Vorgaben der ASN nach Fukushima eingeführt wurden, insbesondere die Änderung „Schutz vor externen Überschwemmungen durch direktes Überlaufen auf die Plattform“ (PNPP1675) sowie durch bereits in früheren Studien berücksichtigte Maßnahmen;
- Die Betriebsvorschrift, die das Abschalten der Kondensator-Wasserumwälzpumpen (CRF) im Falle eines CRF-Bruchs im Maschinenraum bei Erkennung einer Wasserwelle im Kondensatorbecken (PNPE1335) vorsieht und im Rahmen der SRI DDOCE berücksichtigt wurde.
- Die Änderungen „Maßnahmen an den Bypässen des volumetrischen Schutzes in Blayais“ (PNRL1846) und „Beseitigung der Bypässe des volumetrischen Schutzes in Blayais“ (PNRL1927), die im Rahmen der SRI PLU umgesetzt werden. Sie zielen darauf ab, das Risiko von Bypässen des volumetrischen Schutzes im Falle von „Regenfällen“ zu beseitigen. Die umgesetzte Lösung besteht darin, Rohrleitungen oder Trichter, bei denen das Risiko eines Bypasses besteht, umzuleiten bzw. zu verstärken.

- *SRI RNP*

Diese SRI hat keinerlei Auswirkungen auf den Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais. Der Standort ist im Hinblick auf diese SRI durch den bestehenden volumetrischen Schutz gesichert, dessen Maßnahmen bereits in früheren Studien bewertet wurden.

- *SRI INT, VAG und NMA*

Der Standort Blayais an der Gironde-Mündung gilt als Standort am Meer. Daher ist er von diesen SRI betroffen und wird durch den peripheren Schutz vor ihnen geschützt. Die Änderungen PNPP1944 für den Teil der Deiche in den Marschgebieten und PNPE1280 für den Teil an der Gironde-Mündung ermöglichen es, die Anforderungen des ASN-Leitfadens Nr. 13 zu erfüllen. Die Risiken eines Bypasses des peripheren Schutzes werden ebenfalls im Rahmen der Änderungen PNPP1944 und PNPE1213 behandelt.

- *SRI, CGB, ROR und CLA*

Da sich der Standort Blayais an der Gironde-Mündung befindet, unterliegt er zwar einem fluvialen Einfluss, doch überwiegt der maritime Einfluss. Die Auswirkungen der hier betrachteten SRI sind geringer als die der SRI NMA und VAG.

Daher ist der Standort Blayais von diesen SRI nicht betroffen.

- *Erschwerender Faktor und Empfindlichkeit gegenüber der Reaktionszeit des Bedieners (WENRA)*

Die Berücksichtigung eines erschwerenden Faktors und der Empfindlichkeit gegenüber der Reaktionszeit des Bedienpersonals hat keine Auswirkungen auf die Anlage. Denn:

- Bei den in den Studien zur externen Überflutung berücksichtigten Einrichtungen zum Schutz vor Einwirkungen handelt es sich entweder um passive, nicht statische, vollständig mechanische Einrichtungen, die für ihre hohe Zuverlässigkeit bekannt sind, oder um mechanische Einrichtungen, die beim Eintreten dieser SRI (vorhersehbare Einwirkung) nicht betätigt werden müssen, oder um redundante aktive Einrichtungen.

- Die in den Studien zur externen Überflutung berücksichtigten Maßnahmen des Bedienpersonals sind ausschließlich vorbeugende Maßnahmen vor dem Auftreten der Einwirkung.

❖ **Fazit**

Die Studien im Zusammenhang mit der externen Hochwasserbelastung wurden gemäß dem ASN-Leitfaden Nr. 13, der die Berücksichtigung neuer Szenarien im Zusammenhang mit der externen Hochwasserbelastung ermöglicht, für das Kernkraftwerk Blayais durchgeführt. Der so verfolgte Ansatz sowie die identifizierten und umgesetzten materiellen und organisatorischen Maßnahmen gewährleisten die Robustheit des Blocks Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais gegenüber einer externen Überschwemmung.

Ergänzend dazu hat EDF im Rahmen der Umsetzung der technischen Vorgaben der ASN aus dem Jahr 2012 auch die volumetrischen Schutzvorrichtungen analysiert. Die durchgeführten Untersuchungen haben gezeigt, dass unterschiedliche Setzungen keine Auswirkungen auf die Waterstop-Streifen haben und dass eine durch das Grundwasser verursachte seismisch bedingte Überschwemmung keine Auswirkungen auf die Fugenabdichtungen des volumetrischen Schutzes hat.

Zusammenfassung des Zustands

des Reaktorblocks Änderungen:

- PNPE1335 „Robustheit der automatischen Abschaltung des CRF gegenüber einer erdbebenbedingten Überflutung“,
- PNPE1355 „Erdbebensicherung von wasserdichten Trichtern“,
- PNRL1846 „Beseitigung von Risiken durch Bypässe des volumetrischen Schutzes“,
- PNPP1944 „Erhöhung des peripheren Schutzes gegen externe Überschwemmungen im Blayais“,
- PNPP1675 „Schutz vor extremen Überschwemmungen durch direktes Überlaufen auf die Plattform“,
- PNPE1213 „Abdichtung der Antriebswelle der Filtertrommel“,
- PNPE1280 „Erhöhung der Wellenbrecherwand“,

wurden am Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderungen:

- PNRL1927 „Beseitigung der Risiken durch den Bypass des volumetrischen Schutzes“,

werden am Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen eines spezifischen Zeitplans umgesetzt, wobei die Integration spätestens im Dezember 2027 vorgesehen ist.

2.2.1.5 Erdbeben

Allgemeiner Teil – Reaktorblock

❖ **Hintergrund und Gegenstand der Studien**

Die Berücksichtigung der seismischen Belastung bei der Auslegung der Anlagen gewährleistet, dass die Sicherheitsfunktionen im Falle eines Erdbebens aufrechterhalten bleiben.

Der Erdbebenschutz der in Betrieb befindlichen Anlagen stützt sich auf verschiedene Konzepte:

- das historisch wahrscheinlichste Erdbeben (SMHV),
- das Sicherheitserhöhungsbeben (SMS),
- das Bemessungsspektrum (SDD).

Das SMS (Séisme Majoré de Sûreté) wird durch eine grundlegende Sicherheitsvorschrift (RFS) definiert. Es wird ausgehend vom stärksten historischen Erdbeben, dem historisch wahrscheinlichsten Erdbeben (SMHV) in der Region, unter Berücksichtigung zweier erheblicher Aufschläge festgelegt:

- die Lage des Epizentrums, die hinsichtlich ihrer Auswirkungen (in Bezug auf die Intensität) auf den Standort am ungünstigsten ist, dabei aber mit den geologischen und seismologischen Daten vereinbar bleibt,
- die epizentrale Intensität wird um 1 erhöht.

Das Auslegungsspektrum (SDD) ist das Erdbebenniveau, für das EDF die Gebäude und Anlagen des Kernkraftwerkskomplexes auslegt. Es wird durch ein Breitbandspektrum dargestellt, unabhängig von konkreten historischen Ereignissen. Das SDD ist ein „Stufen"-Konzept und umfasst somit das SMS jedes Standorts bereits in der Planungsphase.

Alle 10 Jahre werden die Kernkraftwerke einer regelmäßigen Überprüfung unterzogen, bei der die neuesten Erkenntnisse insbesondere hinsichtlich der Erdbebengefährdung berücksichtigt werden, sei es in Bezug auf die seismotektonische Einteilung oder auf die Merkmale historischer Erdbeben. Dies kann dann zu einer Abwärts- oder Aufwärtskorrektur der SMHV- und SMS-Spektren eines Standorts führen und in diesem Fall Verstärkungsmaßnahmen nach sich ziehen.

Das 4. RP 900 berücksichtigt die Neubewertung des Gefährdungsniveaus durch die Anwendung der RFS 2001-01 auf der Grundlage der neuesten wissenschaftlichen Erkenntnisse. Liegt das SMS-Niveau des Standorts deutlich über dem zuletzt begründeten Niveau, wird eine seismische Neubewertung der für das Erdbeben berechneten EIPS durchgeführt. Die generischen Entwicklungen für alle Einwirkungen (vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1) werden ebenfalls berücksichtigt.

Der 4. RP 900 zum Thema Erdbeben umfasst die Berücksichtigung:

- der Weiterentwicklung des Wissens bei der Definition der an den Standorten zu berücksichtigenden seismischen Bewegungen in Übereinstimmung mit der RFS 2001-01,
- Entwicklungen bei den Berechnungs- und Modellierungsmethoden,
- der Erkenntnisse aus den internationalen Erfahrungen mit Erdbeben (Kashiwazaki-Kariwa 2007).

Es sei darauf hingewiesen, dass EDF auch bestimmte indirekte Auswirkungen des Erdbebens untersucht (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1.4).

❖ Zusammenfassung der Studien

➢ <u>Seismische Neubewertung gemäß der RFS 2001-01</u>

Die Umsetzung der RFS 2001-01 im Rahmen des 4. RP 900 basiert auf:

- der Aktualisierung der seismologischen Erkenntnisse (seismotektonische Zoneneinteilung, Charakterisierung der Verwerfungen usw.);
- der Verbesserung der Erkenntnisse zur historischen Seismizität unter Berücksichtigung einer Aktualisierung der historischen Daten aus der Datenbank SisFrance 2012.

Die Umsetzung dieser Entwicklungen führte zur Erstellung neuer seismischer Bodenspektren, die im Rahmen des 4. RP 900 anzuwenden sind.

Die Ergebnisse der Untersuchung dieser seismischen Neubewertungen und die sich daraus ergebenden möglichen Änderungen sowie der aktuelle Wissensstand hinsichtlich der Identifizierung aktiver Verwerfungen im Umfeld der Kernkraftwerke und des Vorhandenseins besonderer Standorteffekte sowie etwaige Programme für ergänzende Untersuchungen werden im Abschnitt über die spezifischen Blockstudien dargestellt, da diese standortabhängig sind.

➢ **Berücksichtigung internationaler Erfahrungswerte**

Die Berücksichtigung internationaler Erfahrungen schlägt sich beim 4. RP 900 in der Einbeziehung der Erfahrungen aus dem Erdbeben vom 16. Juli 2007 in den Blöcken von Kashiwasaki-Kariwa in Japan (7 Blöcke vom Typ BWR), das insbesondere den Brand eines Hilfstransformators in einem Block und das Überlaufen des Brennelement-Lagerbeckens in allen Blöcken zur Folge hatte.

In Fortsetzung der Studien zum 3. RP 1300 haben die Erkenntnisse aus den Erfahrungen mit diesem Ereignis EDF dazu veranlasst, im Rahmen des 4. RP 900 Folgendes durchzuführen:

- Eine Sicherheitsanalyse eines Brandes eines Transformators von beträchtlicher Größe für 900-MWe-Standorte, die zu dem Schluss kam, dass ein solcher Brand Auswirkungen auf die Wand des Maschinenraums und möglicherweise auf die darin befindlichen Anlagen haben könnte. Die funktionale Analyse des Ausfalls der im Maschinenraum befindlichen EIPS infolge eines Brandes ergab akzeptable Auswirkungen auf die Sicherheit.
- Eine Abschätzung der Mengen an Brennstoff, die bei einem Erdbeben aus den Brennstoffbecken überlaufen könnten, ergab, dass die über die Beckenwände hinausfließenden Mengen sehr begrenzt und für die Brennstoffbecken der CPY-Generationsstufe akzeptabel sind.
- Eine Analyse der Berücksichtigung von Welleneinflüssen auf die Anlagen des BR-Beckens und des Brennstoffbeckens hat gezeigt, dass alle betroffenen Anlagen korrekt dimensioniert sind:
  - die Tore und Absperrschleusen des BR-Beckens und des Brennstoffbeckens,
  - die Verladeanlage im BR,
  - die Transfervorrichtungen im BR-Becken und im Brennstoffbecken,
  - der Senkmechanismus im Brennstofflagerbecken,
  - die Laufbrücke im Brennstofflagergebäude.

Die von EDF durchgeführte Analyse des Vorfalls von Kashiwazaki-Kariwa zeigt das einwandfreie Verhalten der Anlagen der 900-MWe-Baureihe.

➢ **Empfindlichkeit gegenüber erschwerenden Faktoren und Bedienungsverzögerungen (WENRA)**

Diese aus den WENRA-Referenzwerten resultierenden Empfindlichkeiten (vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1) haben keine Auswirkungen auf dieses Thema, da:

- die aktiven Systeme, die zum Erreichen und Aufrechterhalten eines sicheren Zustands erforderlich sind, sind konstruktionsbedingt redundant und für Erdbeben ausgelegt (was jede zusätzliche Analyse überflüssig macht),
- das Erdbeben an sich erfordert keine Maßnahmen des Betreibers, um die Aufrechterhaltung der für die Sicherheit der Anlage erforderlichen Strukturen, Systeme und Komponenten (SSC) zu gewährleisten.

➢ **Verdichtung bestimmter Kabelkanäle**

Aufgrund der Hinzufügung von Kabeln in bestimmten Kabelkanälen im Zuge der Installation neuer Anlagen führt EDF bei Bedarf eine Erdbebenverstärkung der betroffenen Kabelkanäle durch, um dem durch diese Kabel verursachten zusätzlichen Gewicht Rechnung zu tragen (PNPE1191). Diese Verstärkung ist nicht auf die Neubewertung des Erdbebenrisikos zurückzuführen.

➢ **Erdbebenereignis**

Aufgrund neuer Erkenntnisse zum mechanischen Verhalten des Schornsteins des BAN auf der CPY-Ebene (Berechnungsmethode und Materialeigenschaften) stellt EDF fest, dass dieses Bauwerk erdbebensicher verstärkt werden muss, um zu verhindern, dass es im Falle eines Einsturzes die EIPS beschädigt (PNPE1323). Diese Verstärkung ist nicht auf die Neubewertung des Erdbebenrisikos zurückzuführen.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

❖ Seismische Neubewertung gemäß RFS 2001-01

Das SMS der 4. RP von Blayais überschreitet das SMS der 3. RP von Blayais oberhalb von 1 Hz, bleibt jedoch durch das EDF-Auslegungsspektrum von 0,2 g abgedeckt (abgesehen von einer begrenzten Überschreitung, die keine Auswirkungen auf die für dieses Erdbebenniveau ausgelegten Bauwerke hat).

Die Überschreitung des SMS der 3. RP von Blayais durch das SMS der 4. RP von Blayais erfordert die Durchführung von Auswirkungsstudien an den Strukturen, die auf der Ebene SMS VD3 begründet wurden, insbesondere an den SSC der Kaltquelle sowie am Maschinenraum.

Die durchgeführten Untersuchungen zeigen, dass die seismischen Neubewertungen der Stufe VD4 für den Standort Blayais keine Auswirkungen auf die nach SDD ausgelegten sicherheitsrelevanten Komponenten haben, mit Ausnahme der SEC-Rohrleitungen.

❖ Charakterisierung der Verwerfungen rund um das Kernkraftwerk Blayais und dazugehöriger Aktionsplan

Der Standort Blayais liegt im nordwestlichen Teil des Aquitanischen Beckens. Dabei handelt es sich um ein küstennahes, ozeanumgebendes Becken, das im Norden und Nordosten vom Armorikanischen Massiv und der Poitou-Schwelle, im Osten vom Zentralmassiv, im Südosten von der Montagne Noire und im Süden von den Pyrenäen begrenzt wird.

In einem Umkreis von 25 km um den Standort sind keine größeren Verwerfungen kartiert, die Bewegungen im Quartär (seit 2 Ma) aufweisen. Auf den geologischen Karten im Maßstab 1:50.000 sind lediglich Verwerfungen mit geringer Ausdehnung (einige Kilometer) zu verzeichnen, die in Richtungen von N110° bis N140° und N35° bis N45° verlaufen und maximale Verschiebungen zwischen 15 und 20 m am Oberkante des Eozäns (34 Ma) aufweisen, die sich am Rande des Couquèques-Doms (nordwestlich des Standorts) und südöstlich des Standorts in der Region Eyrans befinden.

In einem Umkreis von 25 km um den Standort Blayais sind keine vom Néopal-Ausschuss validierten neotektonischen Hinweise verzeichnet, und in der Datenbank potenziell aktiver Verwerfungen ist keine Verwerfung erfasst.

In den letzten 50 Jahren wurden in der Umgebung des Standorts Blayais nur sehr wenige Erdbeben registriert. Im FCAT17-Katalog sind sechs Erdbeben in einem Umkreis von 25 km um den Standort verzeichnet, davon drei mit einer Mw-Magnitude von mehr als 2,5, wobei der höchste Mw-Wert bei 2,7 liegt.

Die bemerkenswerteste seismische Aktivität befindet sich südöstlich von Bordeaux und betrifft die historische Erdbebenserie in der Region Entre-Deux-Mers. Unter ihnen ist insbesondere das Erdbeben von Entre-Deux-Mers aus dem Jahr 1759 (Io = VII bis VII–VIII MSK) zu erwähnen. Diese historischen Erdbeben von Entre-Deux-Mers liegen in der südlichen Verlängerung des für die Dronne-Verwerfung vorgeschlagenen Verlaufs, 45 km vom Standort Blayais entfernt.

EDF hat einen schrittweisen Ansatz zur Analyse der Verwerfungen entwickelt, der auf Literaturrecherchen, unterirdischer Geophysik, Feldgeologie, morphostrukturellen Untersuchungen und Datierungen sowie auf Paläoseismologie basiert, um die Verwerfungen hinsichtlich ihrer Geometrie in der Tiefe und des Zeitpunkts der letzten Bewegung besser zu charakterisieren. Die Untersuchungsreihe beginnt auf der Grundlage der verfügbaren Daten und wird beendet, sobald die Ergebnisse einer Untersuchung Rückschlüsse auf die Aktivität der Verwerfung zulassen. Dieser Ansatz wurde (unter Verwendung von Daten aus der Erdölseismik) an sechs Pilotstandorten eingeführt. Nach dem Erdbeben von Le Teil am 11.11.2019 wird er nun am Standort Cruas in vollem Umfang umgesetzt.

Der aktuelle Wissensstand deutet auf eine sehr geringe Seismizität sowie das Fehlen potenziell aktiver Verwerfungen (gemäß der Datenbank potenziell aktiver Verwerfungen – BDFA) und neotektonischer Anzeichen im Umkreis von 25 km um den Standort Blayais hin. Der Standort Blayais wird daher von EDF nicht zu den Anlagen gezählt, die zusätzliche Untersuchungen zu Verwerfungen erfordern.

❖ Zusammenfassung der Erkenntnisse zu standortbedingten Auswirkungen

Der Standort Blayais ruht auf einer mesozoischen und anschließend känozoischen Sedimentserie mit einer quartären Schwemmlandabdeckung von durchschnittlich 19 m Mächtigkeit. Die am Standort durchgeführten Cross-Hole-Messungen, die

die in der Mitte des Ypresiums endeten, zeigen durchschnittliche Ausbreitungsgeschwindigkeiten der Scherwellen, die mit der Tiefe zunehmen (zwischen 300 m/s an der Oberfläche und 500 m/s bei -103 NGF), abgesehen von vereinzelten steileren Schichten mit hohen Geschwindigkeiten (492 m/s bei -26,5 NGF und 900 m/s bei -112 NGF). Gemäß der RFS 2001-01 kann diese geologische Konfiguration als Ursache für einen besonderen Standorteffekt angesehen werden und erfordert eine spezifische Untersuchung.

Daher hat EDF eine numerische Untersuchung der Standortantwort durchgeführt, wobei Unsicherheiten hinsichtlich der Daten und Bodenmodelle berücksichtigt und die Akzelerogramme verwendet wurden, die repräsentativ für die deterministischen Spektren der für die vierte Standortüberprüfung (VD4) ausgewählten SMS sind. Bei dieser Überprüfung werden zwei SMS berücksichtigt: das vom 10.08.1759 (I0=VII) und das vom 25.01.1799 (I0=VII-VIII). In dieser Untersuchung haben die Ergebnisse der numerischen Modellierungen gezeigt, dass am Standort Blayais unter der SMS-Belastung VD4 kein besonderer Standorteffekt vorliegt.

Schließlich hat EDF zusätzlich zu dem seit dem 25. Juli 2012 vorhandenen Beschleunigungssensor am 26. Juli 2018 ein Geschwindigkeitsmessgerät am Standort Blayais installiert. Diese Maßnahme ist Teil der Verpflichtung von EDF, alle Standorte des Kraftwerksparks mit seismischen Messsensoren auszustatten – eine Verpflichtung, die 2020 erfüllt wurde.

Diese im freien Gelände installierten seismischen Stationen werden es langfristig ermöglichen, je nach seismischer Aktivität das Verhalten des Standorts zu bestätigen.

❖ **Analyse der Einstufung der SMS-Risikostufen im Vergleich zur WENRA-Einstufung**

Die Analyse der Einordnung des Gefahrenniveaus von Blayais im Vergleich zu dem von den WENRA-Referenzwerten empfohlenen Zielwert zeigt, dass das WENRA-T4-Gefahrenspektrum mit einer Wiederkehrperiode von 10.000 Jahren durch den SDD-Stufenwert und den SDD-Standortwert (EDF 0,2 g) über den gesamten Frequenzbereich hinweg mit erheblichen Sicherheitsmargen abgedeckt. Die am SMS VD4 durchgeführten Studien werden durch das WENRA-T4-Ereignis nicht in Frage gestellt. Die Anlage ist auf dem WENRA-T4-Zielniveau gerechtfertigt.

❖ **Fazit**

Die Gesamtheit der im Rahmen des 4. RP 900 durchgeführten Analysen ermöglicht die Einhaltung der RFS 2001-01 und gewährleistet die Erdbebensicherheit des Kernkraftwerks Blayais unter Berücksichtigung des aktuellen Stands der Erkenntnisse in diesem Bereich.

Zustandsbilanz des Reaktorblocks Änderungen:

- PNPE1191 „Erdbebensicherung der Kabelachsen“,
- PNPE1220 „Verstärkung der Halterungen an Kühlsystemen zur Erdbebensicherheit“,
- PNPE1049 „SMS-Robustheit der Brandschutztüren“,

wurden am Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPE1323 „Verstärkung des BAN-Schornsteins für SMS, Starkwind und Tornado EF2“ wird am Block 3 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration spätestens in Phase B des 4. RP 900 vorgesehen ist.

Die Änderung PNPE1377 „Verstärkung der Widerstandsfähigkeit der Entlüftungsvorrichtung des U5-Behälters bei einem Erdbeben der Stufe SMS“ wird am Block 3 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration unter Einhaltung der Fristen von [AG-C II] vorgesehen ist.

2.2.1.6 Kollisionen und Stürze von Last

Allgemeiner Teil: Lagerung

❖ **Hintergrund und Gegenstand der Untersuchungen**

Diese Ereignisse werden wie folgt definiert:

- „*Kollision*“: Aufprall der Last auf eine Ausrüstung, eine Konstruktion oder ein Gebäude während ihrer Bewegung im Rahmen der Handhabung durch ein Arbeitsgerät,
- „*Laststurz*“: Verlust der Fähigkeit, die Höhe der Last während ihres Transports entlang einer vertikalen Achse zu kontrollieren.

Die Berücksichtigung dieses Risikos stützt sich hauptsächlich auf folgenden Ansatz:

- die Identifizierung der Fördermittel, die bei der Handhabung der Last EIPS beschädigen könnten, die Analyse der bestehenden materiellen oder organisatorischen Vorkehrungen an den betreffenden Fördermitteln, die es ermöglichen, das Risiko auszuschließen oder zu verhindern,
- die Identifizierung potenziell betroffener Ziele durch eine Kollision oder einen Laststurz während des Transports,
- die funktionale Analyse des Ausfalls der identifizierten Ziele, um mögliche Auswirkungen auf die Sicherheitsanforderungen zu untersuchen. Gegebenenfalls kann eine radiologische Folgenanalyse in Betracht gezogen werden,
- und bei Bedarf können technische oder organisatorische Gegenmaßnahmen ergriffen werden (Risikoprävention oder Schutz des Ziels).

❖ **Zusammenfassung der Studien**

Die Zusammenfassung der durchgeführten Studien ist in den folgenden Tabellen dargestellt:

Kernkraftwerksblock CPY		
Gebäude	***Anlagentyp***	***Zusammenfassungen der Studien***
Reaktorgebäude (BR)	**Polarkran**	Unter Berücksichtigung der Zuverlässigkeitsstudien zur Haupthebevorrichtung der Polbrücke, der Funktionsanalysen an den Zielen, über die die 10-t- und 5-t-Hebevorrichtungen fahren, sowie der für diese Hebevorrichtungen vorgesehenen besonderen Bestimmungen, insbesondere: • Verbot des Überflugs des Reaktorbehälters durch die 10-t-Hebevorrichtung, • Verbot des Betriebs des 5-Tonnen-Hubs über dem Reaktorbehälter, ist das Risiko eines Lastabwurfs, der die Sicherheit des Reaktorblocks gefährden könnte, ausgeschlossen. Ebenso ist aufgrund der Konstruktion der Kranbrücke (begrenzte Geschwindigkeiten der horizontalen Bewegungen, keine Gleichzeitigkeit von vertikalen und horizontalen Bewegungen) und der getroffenen organisatorischen Maßnahmen das Risiko einer Lastkollision, die die Sicherheit des Reaktorblocks gefährden könnte, ausgeschlossen. Was den Haupthub betrifft, so zeigen die durchgeführten Robustheitsanalysen hinsichtlich des Herabfallens schwerer Lasten, dass keine inakzeptablen Folgen für die Anlage zu erwarten sind.
	Lademaschine	Im Normalbetrieb werden Präventionsmaßnahmen und aktive Vorrichtungen gegen das Risiko eines Laststurzes und einer Kollision eingesetzt, um innerhalb der Grenzen des Unfalls der 4·Kategorie *„Unfall beim Umgang mit* Brennelementen“ zu bleiben. Die Folgen einer möglichen Kollision oder eines Laststurzes sind durch diesen Unfall der 4·Kategorie abgedeckt.
	Hebezeuge	Die Funktionsanalyse des Ausfalls der EIPS, die potenziell von einer Kollision oder einem Laststurz betroffen sein könnten, belegt das Nichtvorhandensein eines Risikos hinsichtlich der mit dieser Einwirkung verbundenen Sicherheitskriterien.
Brennstoffgebäude (BK)	**Hilfsbrücke**	Die Ergebnisse der Funktionsanalysen, die an den EIPS durchgeführt wurden, die potenziell von einer Kollision und einem Laststurz betroffen sind, stellen den Sicherheitsnachweis nicht in Frage.
	Schwerlastbrücke	Die Ergebnisse der Funktionsanalysen an den EIPS, die potenziell von einer Kollision betroffen sind, sowie die Zuverlässigkeitsstudien im Zusammenhang mit der Untersuchung des Lastabwurfs stellen den Sicherheitsnachweis nicht in Frage.
	Laufsteg	Im Normalbetrieb werden sowohl die Präventionsmaßnahmen als auch die aktiven Schutzvorrichtungen gegen das Risiko einer Kollision oder eines Laststurzes so ausgelegt, dass die Eintrittswahrscheinlichkeit unter dem Wert für den Unfall der 4·Kategorie *„Unfall beim Umgang mit* Brennelementen“ bleibt. Die Folgen einer möglichen Kollision oder eines Laststurzes sind durch diesen Unfall der 4·Kategorie abgedeckt.
	Abseilgerät	Die möglichen Folgen eines Lastabwurfs werden durch den Unfall der 4·Kategorie *„Unfall beim Umgang mit Brennstoff“* abgedeckt.

Raum 1 –

Kernkraftwerksblock „Palier CPY“		
Gebäude	***Anlagentyp***	***Zusammenfassungen der Studien***
	Transfervorrichtung	Die Folgen einer möglichen Kollision oder eines Lastabwurfs werden durch den Brennstoffabwurf der 4·Kategorie *„Unfall beim Umgang mit Brennstoff“* begrenzt
	Hebezeuge	Die Funktionsanalyse des Ausfalls der EIPS, die potenziell von einer Kollision oder einem Laststurz betroffen sein könnten, zeigt, dass hinsichtlich der mit dieser Einwirkung verbundenen Sicherheitskriterien kein Risiko besteht.
Gebäude für nukleare Hilfseinrichtungen (BAN)	**Verschiedene Maschinen**	Die funktionale Analyse des Ausfalls der EIPS, die potenziell von einer Kollision oder einem Laststurz betroffen sein könnten, belegt das Nichtvorhandensein eines Risikos hinsichtlich der mit dieser Einwirkung verbundenen Kriterien.
Randgebäude (BW)	**Verschiedene Maschinen**	Die Funktionsanalyse des Ausfalls der EIPS, die potenziell von einer Kollision oder einem Laststurz betroffen sein könnten, belegt, dass hinsichtlich der mit dieser Beanspruchung verbundenen Kriterien kein Risiko besteht, sofern organisatorische Vorkehrungen getroffen werden.
Dieselgebäude	**Verschiedene Maschinen**	Die funktionale Analyse des Ausfalls der EIPS, die potenziell von einer Kollision oder einem Laststurz betroffen sein könnten, belegt das Nichtvorhandensein eines Risikos hinsichtlich der mit dieser Einwirkung verbundenen Kriterien.

Anmerkung: Im Elektroraum gibt es kein Paar aus „Fördergerät“ und „Sicherheitsziel im Bereich einer Kollision oder eines Lastabwurfs“, daher ist dieser Raum nicht Gegenstand spezieller Untersuchungen.

Konventionelle Insel der CPY-Stufe		
Gebäude	***Art der Geräte***	***Zusammenfassung der Studien***
Pumpstation / Ableitbauwerk / klassifizierte Stollen des SEC	**Verschiedene Maschinen**	Die Funktionsanalyse belegt, dass bei Einhaltung organisatorischer Vorkehrungen kein Risiko hinsichtlich der mit dieser Einwirkung verbundenen Kriterien besteht.

❖ **Ergänzende Studien**

Zuverlässigkeitsstudie für Hebezeuge:

Der Sicherheitsnachweis für Handhabungs- und Hebevorgänge basiert auf einem im Wesentlichen deterministischen Ansatz, der für jedes Hebezeug angewendet wird. Sie umfasst insbesondere eine Analyse eines Unfalls beim Umgang mit Brennelementen (Unfall der Kategorie 4) (äußerst unwahrscheinlich), bei der der hypothetische Sturz eines Brennelementbündels im Lagerbecken des Reaktorgebäudes oder des Brennelementgebäudes (neue oder bestrahlte Brennelementbündel) oder auf der Ebene, auf der die neuen Brennelementbündel im Brennelementgebäude für den Umgang mit Brennelementen gelagert werden, berücksichtigt wird. Ergänzend dazu tragen Zuverlässigkeitsstudien dazu bei, die Auslegung bestimmter Transportvorrichtungen (Schwerlastkran BK, Polarkran BR…) zu begründen, angesichts des Risikos eines Lastabwurfs, der zu radioaktiven Freisetzungen oder zur Beschädigung von Sicherheitsausrüstung führen könnte.

Im Rahmen des 4. RP 900 wurden die Zuverlässigkeitsstudien erneut durchgeführt und belegen die Qualität der Auslegung, der Fertigung, der Betriebsprüfungen und des Betriebs des Polarkrans und des Schwerlastkrans.

Aufgrund der Ergebnisse kann das Risiko eines Lastabwurfs als vernachlässigbar angesehen werden.

Herabfallen einer Transportverpackung mit Brennelementen in die Beladungsgrube des BK:

Es wurden Untersuchungen zur Bewertung der Folgen eines solchen Szenarios durchgeführt. Ziel war es, die mechanische Integrität des Brennelementbeckens und der wichtigsten Bestandteile der Verpackung zu überprüfen. Die Ergebnisse zeigen, dass diese weiterhin gewährleistet ist.

Längerer Stillstand einer mit abgebranntem Brennstoff beladenen Transportverpackung:

Ergänzend zu den im Rahmen des 3. RP 1300 angeforderten Studien und den nach dem Unfall von Fukushima durchgeführten zusätzlichen Sicherheitsbewertungen wurden Untersuchungen zu den Risiken eines solchen Szenarios beim Transport der Verpackung zwischen der Beladungsgrube und der Vorbereitungsgrube durchgeführt. Diese Studien zeigen, dass keine Auswirkungen auf die Integrität der Brennelemente bestehen.

Sturz einer „*schweren*“ Last im Reaktorgebäude (BR):

Die Polbrücke ist hinsichtlich des Risikos eines Laststurzes auf ein hohes Maß an Zuverlässigkeit ausgelegt. Darüber hinaus gewährleisten geeignete Verfahren und Betriebsvorschriften dieses hohe Maß an Zuverlässigkeit.

Dennoch hat EDF eine Robustheitsstudie hinsichtlich der mechanischen und thermohydraulischen Folgen von Laststürzen durchgeführt, die als „Hüllfall“ eingestuft wurden (potenzieller Aufprall auf den Reaktorbehälter, beladener Kern) und über den Auslegungsbereich hinausgehen (Restrisiko).

Die mechanische Studie kommt zu dem Schluss, dass die Integrität der vom Aufprall betroffenen Komponenten erhalten bleibt. Die thermohydraulische Studie zeigt, dass die Kühlung des Reaktorkerns auch im ungünstigsten Fall eines Bruchs am Deckel infolge eines Absturzes der Raketenabwehrplatte während der Abschaltung des Reaktors aufrechterhalten bleibt.

❖ **Fazit**

Die durchgeführten Untersuchungen zeigen eine gute Widerstandsfähigkeit der CPY-Stufe gegenüber dieser Einwirkung. Tatsächlich:

- sowohl technische als auch organisatorische Vorkehrungen ermöglichen es, das Risiko einer Kollision oder eines Laststurzes in einer Reihe von Situationen zu verhindern,
- sollte das Ereignis einer Kollision oder eines Laststurzes durch die vorhandenen aktiven Einrichtungen nicht verhindert werden können, zeigen die Untersuchungen, dass die Folgen des Ereignisses durch die Ergebnisse der Untersuchung zum Brennstoffhandhabungsunfall abgedeckt wären, die die zulässigen Grenzwerte für Unfälle der Kategorie 4 einhalten,
- In der Analyse der Folgen der Einwirkungen durch Kollision und herabfallende Last wird kein Eingreifen des Bedieners berücksichtigt.

Blockspezifischer Teil 3 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Es gibt keine Änderungen zu diesem Thema beim Block 3 des Kernkraftwerks Blayais.

2.2.1.7 Elektromagnetische Störungen (EMI) – interne

Allgemeiner Teil – Lager

❖ **Hintergrund und Gegenstand der Untersuchungen**

Elektromagnetische Störungen werden als „*intern*“ bezeichnet, wenn die elektromagnetischen Störungen innerhalb des INB-Geländes erzeugt werden. Die an einem Produktionsstandort zu berücksichtigenden Quellen elektromagnetischer Störungen stehen hauptsächlich im Zusammenhang mit menschlichen oder industriellen Aktivitäten. Das Risiko elektromagnetischer Störungen (EMS) besteht, wenn ein Gerät elektromagnetischen Störungen ausgesetzt ist, für die es nicht ausgelegt ist. Die Folge einer elektromagnetischen Störung kann ein vorübergehender (z. B. fehlerhafte Informationen, kurzzeitige Störungen usw.) oder dauerhafter (z. B. Zerstörung von Bauteilen, Auslösen von Schutzvorrichtungen usw.) Ausfall des Geräts sein.

Auch allgemeine Entwicklungen in Bezug auf alle Arten von Stör Einflüssen werden berücksichtigt. Der für bestehende Anlagen vorgeschlagene Ansatz bestand darin:

- Analyse der Betriebserfahrungen hinsichtlich der an den Standorten des Palier CPY auftretenden elektromagnetischen Störungen,
- die Konstruktions- und Installationsvorschriften für EIPS zu analysieren, die einem Risiko durch interne elektromagnetische Störungen ausgesetzt sind, insbesondere jene, die es ermöglichen, die Kopplungsmodi zwischen den
„*störenden*“ und „*empfindlichen*“ Geräten zu verringern,
- Analyse der von den Kernkraftwerken angewandten Betriebsvorschriften zur Begrenzung der Quellen elektromagnetischer Störungen, insbesondere derjenigen, die durch menschliche Aktivitäten verursacht werden.

Bei neuen Anlagen stützte sich der Nachweis auf eine Analyse aller geltenden Anforderungen hinsichtlich Auslegung, Qualifizierung und Installation.

❖ **Zusammenfassung der Studien**

Die im Rahmen des 4. RP 900 durchgeführte Analyse ermöglicht es, die Wirksamkeit der auf der CPY-Stufe angewandten Maßnahmen hinsichtlich des Risikos interner elektromagnetischer Störungen zu überprüfen; sie kommt zu folgendem Ergebnis:

- keine Gleichtaktstörungen in den Systemen, die für die Notabschaltung und die Aufrechterhaltung eines sicheren Zustands erforderlich sind,
- keine Empfindlichkeit der elektrischen Informationsverarbeitungssysteme (EIPS) aufgrund der angewandten Konstruktions- und Installationsvorschriften (im Einklang mit ihrer elektromagnetischen Umgebung), wodurch eine angemessene physikalische und elektrische Trennung zwischen „*störenden*“ und „*empfindlichen*“ Geräten gewährleistet ist,
- die Beherrschung der mit menschlichen Aktivitäten verbundenen Risiken durch die Anwendung einer internen Vorschrift, die die Nutzung drahtloser Telekommunikationsmittel innerhalb der Kernkraftwerke einschränkt.

Allgemeiner gesagt ermöglicht die Anwendung der Konstruktions- und Installationsvorschriften sowie der Anforderungen zur EMV-Validierung (Elektromagnetische Verträglichkeit) entsprechend den elektromagnetischen Umgebungen, sich vor den Risiken elektromagnetischer Störungen zu schützen und die Einhaltung der Sicherheitsanforderungen zu gewährleisten.

➢ **Empfindlichkeit gegenüber dem Verschärfungsfaktor und der Bedienerverzögerung (WENRA)**

Diese aus den WENRA-Referenzwerten resultierenden Empfindlichkeiten (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1) haben keine Auswirkungen auf diese Störquelle:

- Es ist kein aktives Gerät am Schutz vor internen elektromagnetischen Störungen beteiligt,
- es sind keine Bedienungsmaßnahmen zum Schutz vor internen elektromagnetischen Störungen erforderlich.

❖ **Fazit**

Der Schutz vor elektromagnetischen Störungen der Geräte und Systeme, die für die Rückführung und Aufrechterhaltung des Reaktors in einem sicheren Zustand erforderlich sind, basiert auf einer Reihe von Auslegungsmaßnahmen, die es ermöglichen:

- die elektromagnetischen Kopplungsmodi zwischen „*störenden*“ und „*empfindlichen*“ Geräten zu reduzieren,
- den Einfluss von leitungsgebundenen und abgestrahlten elektromagnetischen Störquellen auf die EIPS zu begrenzen, die einem Risiko durch interne elektromagnetische Störungen ausgesetzt sind.

Die Auswertung der bestehenden Auslegungs- und Organisationsmaßnahmen sowie der Betriebserfahrungen (REX) ermöglicht es, die Robustheit der Anlagen der CPY-Stufe gegenüber den betrachteten elektromagnetischen Störungen sicherzustellen.

Blockspezifischer Teil 3 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Blayais weist hinsichtlich des „Palier“-Zustands keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Es gibt keine Änderungen zu diesem Thema beim Block 3 des Kernkraftwerks Blayais.

2.2.1.8 Große Heiß

Allgemeiner Teil „Palier“

❖ **Hintergrund und Gegenstand der Studien**

Im Rahmen des 4. RP 900 hat sich EDF verpflichtet, die Schutzanforderungen in Bezug auf die „*Grands* Chauds“ für die CPY-Generationsstufe zu überprüfen, wobei insbesondere die neuesten Erkenntnisse aus der Klimabeobachtung sowie die Erfahrungen aus der laufenden Umsetzung der Änderungen auf der Grundlage der für das 3. RP 900 geltenden Anforderungen berücksichtigt wurden.

Die Schutzanforderungen hinsichtlich der *„Grands* Chauds“ für die Baureihe CPY wurden nach den Hitzewellen der Sommer 2003 und 2006 erarbeitet. Die Studien zielen darauf ab, den Schutz für maximale Dauertemperaturen von Luft und Wasser nachzuweisen, die im Vergleich zu den bei der ursprünglichen Auslegung der Anlage zugrunde gelegten Werten neu bewertet wurden (Neudimensionierung), sowie für vorübergehende Situationen, in denen diese Temperaturen überschritten werden (Hitzewelle):

- aller EIPS im Normalbetrieb,
- der erforderlichen Ausrüstung, um einerseits den Reaktorblock in einen sicheren Abschaltzustand zu versetzen und dort zu halten und andererseits die radiologischen Folgen in den anderen Situationen des Auslegungsbereichs zu begrenzen.

Im Rahmen des 4. RP 900 sind die von EDF angestrebten Ziele zur Verbesserung der Sicherheit in Bezug auf die „*Grands* Chauds“ folgende:

- die Analyse der neuesten Erkenntnisse aus der Klimabeobachtung im Hinblick auf die in den Studien zugrunde gelegten Temperaturwerte,
- die Einbeziehung der Erfahrungen aus der Prüfung des Änderungsantrags *„Grands Chauds“, der* für die CPY-Generatorstufe durchgeführt wurde.

Im Rahmen der Überprüfung der Konformität der Anlagen stellt EDF darüber hinaus sicher, dass die an den Standorten gemessenen Lüftungsdurchsätze mit den in den thermischen Studien zugrunde gelegten Annahmen übereinstimmen (vgl. Teil I – Kapitel 1 – Abschnitt 4). Die generischen Entwicklungen in Bezug auf alle Belastungen (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1) werden ebenfalls berücksichtigt.

❖ **Vorgehensweise**

➢ **<u>Berücksichtigung der neuesten Erkenntnisse aus der Klimabeobachtung</u>**

Die zweite von EDF im Jahr 2013 durchgeführte Klimabeobachtungsrunde zum Start der Studien im Rahmen der Überprüfung kommt zu dem Schluss, dass die Neubewertungen der Luft- und Wassertemperaturen unter Berücksichtigung methodischer Weiterentwicklungen und der Ergebnisse der Klimabeobachtung, die den Zeitraum 2009–2012 umfassen, die im Referenzsystem „Grands Chauds“ berücksichtigt wurden.

In Anwendung der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [AGR-A] hat EDF in seinem Referenzsystem *„Grands* Chauds“ mit der Hitzewelle verbundene Extremtemperaturen TE und T_{min}[4] festgelegt. Diese wurden unter Berücksichtigung folgender Kriterien definiert:

- einer jährlichen Überschreitungshäufigkeit von höchstens 10^{-2} (Obergrenze des 70-prozentigen Konfidenzintervalls), die die klimatische Entwicklung bis zur nächsten periodischen Überprüfung berücksichtigt. Diese klimatische Entwicklung berücksichtigt die Klimatrends, die für eine für den Standort relevante Region gelten

[4] TE steht für „außergewöhnliche Temperatur“ (Température Exceptionnelle) und bezeichnet die maximale Lufttemperatur, die bei der Bewertung der Hitzewellenbelastung berücksichtigt wird. Tmin ist die tägliche Mindestlufttemperatur, die bei der Bewertung der Hitzewellenbelastung berücksichtigt wird.

;

- die Grenzwerte aus den für den Standort relevanten Erfahrungswerten.

Die Berücksichtigung dieses Referenzrahmens bei den Reaktoren erfolgt im Einklang mit der Einteilung der konzeptionellen Änderungen VD4 900.

➢ **Vorgehensweise zur Überprüfung der Anforderungen**

Die Untersuchungen zum Bereich „*Luft*“ umfassen:

- die Umgebungsbedingungen in den Räumen durch Berechnungen unter Berücksichtigung der im 4. RP 900 neu bewerteten Außentemperatur zu ermitteln,
- Vergleich der ermittelten Temperaturen mit den maximal zulässigen Temperaturen der einzelnen EIPS,
- Vergleich der ermittelten Temperaturen mit den maximal zulässigen Temperaturen der Anlagen der Lüftungs- und Kaltwassererzeugungssysteme, die in den thermischen Studien berücksichtigt wurden,
- die erforderlichen Maßnahmen festzulegen, um die von „Grands Chauds“ geforderten Funktionen sicherzustellen, falls die erreichte Temperatur zu hoch ausfällt.

Im Sonderfall von Anlagen, die im Freien installiert sind oder in direktem Kontakt mit der Außenumgebung stehen, besteht die Überprüfung darin, ihre zulässigen Temperaturen direkt mit den Außenlufttemperaturen zu vergleichen, wobei gegebenenfalls der Einfluss der Sonneneinstrahlung zu berücksichtigen ist.

Ergänzend dazu hat EDF gemäß der von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [AGR-B] die Verfügbarkeit der für die Bewältigung von Situationen eines vollständigen Ausfalls der Stromversorgung (externe Stromversorgung und Hauptnotstromaggregate) erforderlichen Anlagen nachgewiesen, die einen Reaktor oder alle Reaktoren eines Standorts betreffen, und zwar für die „Langzeit“-Außentemperatur (TLD) gemäß dem Referenzsystem *„Grands* Chauds“, und hat zu diesem Zweck die folgenden Änderungen identifiziert:

- PNPE1459 „Verbesserung der Langzeitkühlung bestimmter Räume des Elektrikgebäudes, darunter der Überlebensbereich im Falle eines Ausfalls der Kältequelle“,
- PNPE1258 „Einrichtung des ASG-ND-Systems und einer festen Nachspeiseleitung für das BK-Becken durch SEG“,
- PNPE1427 „Einbau einer Einspritzpumpe an den Dichtungen der Primärpumpenaggregate ‚Noyau Dur‘ (PIJ-ND)“.

Die Untersuchungen im Bereich „Wasser“ bestehen darin, alle Anforderungen an die Kältequelle erneut zu prüfen und anschließend die für die Kühlkette RRI/SEC nachteiligen Fälle zu identifizieren und zu verifizieren.

Für jedes Untersuchungsszenario ermöglicht eine Kopplung zwischen der vom Zwischenkühlsystem (RRI) abgeführten Leistung, den Temperaturen des Not-Rohwassersystems (SEC) und der RRI/SEC-Wärmeübertragungsfläche die Festlegung eines Kriteriums für den einzuhaltenden Mindestwert des RRI/SEC-Wärmeübertragungskoeffizienten. Da die Kühlkette in der Lage sein muss, die Leistung unter Einhaltung der zulässigen RRI-Temperaturen abzuführen, und sich dieser Wärmeübertragungskoeffizient mit zunehmender Verschmutzung der RRI/SEC-Wärmetauscher verschlechtert, ergibt sich daraus ein Kriterium für die maximale Verschmutzung der RRI/SEC-Wärmetauscher.

Die Einhaltung dieser zulässigen maximalen Verschmutzungsgrenzen ermöglicht den normalen Leistungsbetrieb der Blöcke bei hohen Temperaturen der Kaltquelle.

Die Neubewertung der maximalen Kaltquellentemperaturen hat EDF dazu veranlasst, neue zulässige RRI-Höchsttemperaturen am Ausgang der RRI/SEC-Wärmetauscher festzulegen. Daher wurde überprüft, ob die RRI-Verbrauchersysteme in der Lage sind, ihre Funktion bei diesen neuen maximalen Kühltemperaturen (Entkopplungswerte) sowohl im Normalbetrieb als auch im Störfall zu gewährleisten.

❖ **Zusammenfassung der Studien**

Die im Rahmen des 4. RP 900 festgelegten Leitlinien ermöglichen es, den Sicherheitsnachweis in folgenden Bereichen zu verstärken:

- die Modellierung der Räumlichkeiten,
- die Berücksichtigung der erforderlichen Mindestleistungen der Lüftungsanlagen,
- die Ausweitung der Unfallszenarien über 24 Stunden hinaus auf bis zu 10 Tage.

Die Weiterentwicklung der Annahmen der Studien *„Grands* Chauds" hat zur Überarbeitung der thermischen Studien für den Bereich *„Luft"* und den Bereich *„Wasser"* geführt.

Für den Bereich „Luft" konnten anhand der *„Grands Chauds"*-Studien zum Kernkraftwerksblock des Palier CPY Überschreitungen hinsichtlich der Temperaturbeständigkeit bei den Motoren der LHP/Q-Luftkühler im Dieselgebäude, bei den durch das DVL-MT/BT-System belüfteten Anlagen im Elektrikgebäude sowie in den Räumen der DEG-Kühlaggregate im Verbindungsgebäude BW festgestellt werden. Diese Überschreitungen führten zur Umsetzung von drei baulichen Änderungen:

- PNRL1823 „Austausch der Motoren der LHP/Q-Luftkühler": Die Motoren der LHP/Q-Luftkühler werden durch Geräte ersetzt, die für die maximalen Temperaturen ausgelegt sind, die auf der Terrasse des Dieselgebäudes im Falle einer Hitzewelle erreicht werden.
- PNPE1070 „Verbesserung der Klimatisierung der DVL-MT/BT-Räume": Das DVL-MT/BT-Lüftungssystem wird modifiziert, um seine Klimatisierungsleistung zu erhöhen und so die Einhaltung der erforderlichen Temperaturkriterien für die Betriebsbereitschaft der Geräte in den MT/BT- und Schaltraum zu gewährleisten.
- PNPE1069 „DVN – Verbesserung der Klimatisierung der Räume der DEG-Kühlaggregate": In den DEG-Räumen wird ein Lufterhitzer installiert, um den ordnungsgemäßen Betrieb der Kühlaggregate bei extremer Hitze zu gewährleisten.

Die erforderlichen Leistungswerte der Lüftungssysteme wurden auf der Grundlage von Studien festgelegt, die hinsichtlich der Ergebnisse zur Raumklimatisierung erhebliche Sicherheitszuschläge und Entkopplungsannahmen enthielten.

Im Anschluss an die Arbeitsgruppe „Belastungen" und die Bilanz des 4. RP 900 hat EDF die Zuverlässigkeit der Studien zu „*extremen* Hitzewellen" untermauert, indem nachgewiesen wurde, dass zwischen den Umgebungstemperaturen in den Räumen und den Betriebstemperaturen der Anlagen eine ausreichende Sicherheitsmarge besteht, um die mit der Modellierung der thermischen und lufttechnischen Phänomene in den Räumen verbundenen Unsicherheiten abzudecken. Die Maßnahmen zur Gewährleistung dieser Sicherheitsmarge werden derzeit festgelegt.

Was den Luftbereich betrifft, so werden die Ergebnisse der thermischen „Grands Chauds"-Studien für den konventionellen Block des CPY-Blocks im Abschnitt über standortspezifische Besonderheiten vorgestellt, da sie standortabhängig sind.

Für den Wasserbereich zeigt die für die RRI/SEC-Wärmetauscher durchgeführte Analyse, dass die Einhaltung der maximal zulässigen Verschmutzungsbereiche den normalen Leistungsbetrieb der Blöcke bei hohen Kaltquellentemperaturen ermöglicht.

Die Definition neuer Lastfälle im Rahmen des 4. RP 900 führte zu einer Änderung der Parameter in der Software SAPA (Station d'Accueil des Petites Applications) zur automatischen Überwachung der Verschmutzung der RRI/SEC-Wärmetauscher (PNRL1835 „Aktualisierung der Parameter für die automatische Verschmutzungsüberwachung der RRI/SEC-Wärmetauscher").

➢ **<u>Berücksichtigung des erschwerenden Faktors und der Empfindlichkeit gegenüber der Reaktionszeit des Bedienpersonals (WENRA)</u>**

Für jedes der Szenarien besteht das Ziel darin, die Rückfallkapazität und die Aufrechterhaltung eines sicheren Betriebszustands des Reaktorblocks im Falle einer Hitzewelle mit erschwerendem Faktor zu überprüfen.

Was die Pumpstation betrifft, so würde die Berücksichtigung eines erschwerenden Faktors bei einer aktiven Anlage, die

im Hinblick auf die Hitzewelle würde höchstens zum Verlust der Kältequelle in einem Block führen. Da unter diesen Bedingungen die ASG-Nachspeisung durch das SER mittels Schwerkraft verfügbar ist, ist die Ausweichfähigkeit und die Aufrechterhaltung eines sicheren Zustands des Blocks gewährleistet, und die Situation wird daher als akzeptabel eingestuft.

Die aktiven Anlagen, die im Hinblick auf die „Grands Chauds" erforderlich sind, sind die Lüftungssysteme und ihre unterstützenden Funktionen. Für Anlagen, die im Normalbetrieb in Betrieb sind und keine Betriebsunterbrechung erfahren (Betriebskontinuität), kann die Anwendung eines Erschwernisfaktors auf diese Anlagen ausgeschlossen werden. Für Anlagen, bei denen die Betriebskontinuität nicht bewertet werden kann, belegen die durchgeführten Untersuchungen die gute Robustheit der Anlagen gegenüber den thermischen Umgebungsbedingungen. Es sind keine Maßnahmen erforderlich.

Die thermischen Untersuchungen ergeben keinen Handlungsbedarf seitens des Bedienpersonals zum Schutz der Geräte im Falle einer Hitzewelle.

❖ **Fazit**

Die für das 4· RP 900 festgelegten Leitlinien haben es ermöglicht, den Nachweis der Robustheit der Blöcke in den „Grands Chauds" zu untermauern, insbesondere hinsichtlich folgender Aspekte:

- die Stör- und Unfallszenarien mit einer Dauer von 24 Stunden bis zu 10 Tagen,
- die Berücksichtigung der Mindestleistung der Lüftungsanlagen in den Studien,
- die Überprüfung des korrekten Verhaltens der Anlagen im Hinblick auf die WENRA-Empfehlungen bezüglich des erschwerenden Faktors und der Reaktionszeiten des Bedienpersonals.

Auf dieser Grundlage konnten durch die Studien in Grands Chauds die notwendigen Änderungsmaßnahmen ermittelt werden, um die mit dieser Beanspruchung verbundenen Anforderungen zu erfüllen; diese werden im Rahmen des 4· RP 900 umgesetzt.

Es wurden zudem ergänzende Studien durchgeführt, die gezeigt haben, dass ausreichende Sicherheitsmargen vorhanden sind, um die Unsicherheiten im Zusammenhang mit der Modellierung der thermischen und lufttechnischen Phänomene in den Räumen abzudecken. Die Maßnahmen zur Gewährleistung dieser Sicherheitsmargen werden derzeit definiert und spätestens bei den VD5-900-Stillständen umgesetzt.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

- *Kernkraftwerksbereich (Luft- und Wasserkreislauf)*

Block 3 des Kernkraftwerks Blayais weist im Vergleich zum Zustand „Palier" keine Besonderheiten auf.

- *Konventioneller Bereich (Luft- und Wasserbereich)*

Im Bereich Luft zeigen die Ergebnisse der thermischen Studien „Grands Chauds" für den konventionellen Bereich des Kernkraftwerks Blayais keine Überschreitungen bei den Anlagen im Maschinenraum und in den SEC-Galerien.

Bei den Anlagen der Pumpstation weisen die Ergebnisse der thermischen „Grands Chauds"-Untersuchungen des konventionellen Blocks des Kernkraftwerks Blayais Überschreitungen auf, die durch die Umsetzung der Änderung PNPE1174 „Einbau einer DVP-Belüftung in den CFI-/CRF-Räumen" behoben werden.

Was den Bereich Wasser betrifft, weist Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais keine Besonderheiten im Vergleich zum Zustand „Palier" auf.

Bestandsaufnahme zum Zustand

des Blocks Änderungen:

- PNPE1069 „DVN – Verbesserung der Klimatisierung der Räume der DEG-Kühlaggregate“,
- PNPE1070 „Verbesserung der Klimatisierung des DVL MT-BT“,
- PNPE1174 „Einbau einer DVP-Belüftung in den CFI-/CRF-Räumen“,
- PNRL1823 „Austausch der Motoren der Diesel-Luftkühler LHP/LHQ“,
- PNRL1835 „Aktualisierung der Parameter für die automatische Verschmutzungsüberwachung der RRI/SEC-Wärmetauscher“,

wurden im Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPE1258 „Einbau der ASG-ND-Vorrichtung und der festen Nachspeiseleitung für das BK-Becken durch SEG“ wird im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4. RP 900 im Block 3 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt.

Die Änderungen:

- PNPE1459 „Verbesserung der Langzeitkühlung bestimmter Räume des Elektrikgebäudes, darunter der Notfallbereich für den Fall eines Ausfalls der Kältequelle“,
- PNPE1427 „Einbau einer Einspritzpumpe an den Dichtungen der Primärpumpenaggregate ‚Noyau Dur‘ (PIJ-ND)“,

werden im Rahmen der Phase B „Ergänzungen“ der Änderungen des 4. RP 900 am Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt.

2.2.1.9 Groß -Kühlung

Allgemeiner Teil – Lagerung

❖ **Hintergrund und Gegenstand der Studien**

Die Anforderungen an den Schutz vor *„extremer* Kälte“, die für alle in Betrieb befindlichen Blöcke gelten, wurden auf der Grundlage der Erfahrungen aus den kältesten Wintern (insbesondere 1984–1985 und 1986–1987) erarbeitet und im Rahmen der zweiten periodischen Überprüfungen in den CPY-Blöcken umgesetzt.

Der Schutz ist somit gewährleistet:

- für alle EIPS unter Kältebedingungen, die der Auslegungskälte der Stufe entsprechen,
- über die Auslegungskälte hinaus für die EIPS, die einerseits zum Herunterfahren und zur Aufrechterhaltung eines sicheren Zustands des Blocks und andererseits zur Begrenzung der radiologischen Folgen erforderlich sind (für alle Situationen des Auslegungsbereichs).

Das Referenzsystem wurde im Rahmen der 2. RP 900 geprüft. Es war nicht Gegenstand einer Neubewertung im Rahmen der 3. RP 900.

Im Rahmen des 4. RP 900 überprüft EDF das Referenzsystem *„Extreme* Kälte“ unter besonderer Berücksichtigung der neuesten Erkenntnisse aus der Klimabeobachtung und der Entwicklungen des allgemeinen Konzepts zum Schutz vor schädlichen Einflüssen (vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1):

- Angesichts der beobachteten und vom Zwischenstaatlichen Ausschuss für Klimawandel (IPCC) bestätigten Trends hat EDF beschlossen, die im

2. und 3. RP 900 festgelegten Temperaturwerte beizubehalten. Aus diesen internationalen Berichten geht nämlich ein Trend zu einer Abnahme der Anzahl kalter Nächte und Tage hervor,

- die von EDF für das Referenzszenario *„Extreme* Kälte“ angestrebten Ziele zur Verbesserung der Sicherheit beziehen sich auf die Berücksichtigung der WENRA-Referenzwerte (erschwerende Umstände und Verzögerungen durch das Bedienpersonal) (vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1).

Im Rahmen der Überprüfung der Konformität der Anlagen stellt EDF zudem sicher, dass die an den Standorten gemessenen Lüftungsdurchsätze mit den in den thermischen Studien zugrunde gelegten Annahmen übereinstimmen (vgl. Teil I – Kapitel 1 – Abschnitt 4).

Die im Rahmen der „Grand Froid“-Studien angewandte Methodik besteht darin:

- die resultierenden Raumtemperaturen in den Räumen oder Raumgruppen (thermische Zonen) mittels Berechnungsmodellen unter der Annahme eines Paares [Außentemperatur; Wind] gemäß der Definition im Referenzrahmen zu ermitteln,
- die ermittelten Raumtemperaturen mit den zulässigen Mindesttemperaturen der EIPS zu vergleichen, die zur Erfüllung der im „Grand Froid“-Szenario geforderten Sicherheitsfunktionen erforderlich sind (einschließlich der bewerteten Lüftungssysteme) und in diesen Räumen (oder thermischen Zonen) vorhanden sind,
- die erforderlichen Maßnahmen ergreifen, um die Verfügbarkeit oder den Schutz der bei extremer Kälte erforderlichen EIPS zu gewährleisten, falls die erreichte Raumtemperatur zu niedrig ist.

Im Sonderfall von EIPS mit geringer thermischer Trägheit (ohne Schutz wie z. B. Wärmedämmung), die im Freien oder in direktem Kontakt mit der Außenumgebung installiert sind, besteht die Überprüfung darin, ihre zulässigen Temperaturen direkt mit sehr kurzzeitig auftretenden niedrigen Temperaturen zu vergleichen.

❖ **Zusammenfassung der Studien**

Die im Rahmen des 4. RP 900 festgelegten Leitlinien ermöglichen es, die Sicherheit hinsichtlich des Risikos extremer Kälte zu begründen und zu stärken, insbesondere in Bezug auf folgende Aspekte:

- Neubewertung der Wärmezufuhren und Aktualisierung der thermischen Studien unter Berücksichtigung der im Zuge der regelmäßigen Überprüfungen eingetretenen Änderungen an der Anlage,
- Berücksichtigung der Entwicklungen des allgemeinen Konzepts zum Schutz vor äußeren Einflüssen:
  - Aktualisierung der Liste der bei extremer Kälte zu schützenden EIPS,
  - Verwendung der durch die regelmäßigen Prüfungen garantierten Durchflusswerte für die Lüftung (siehe Teil I – Kapitel 1 – Abschnitt 4),
  - Einsatz einer neuen Berechnungssoftware, die eine genauere Modellierung der physikalischen Effekte ermöglicht,
  - neue Zoneneinteilung mit einer feineren Gruppierung der Räume,
  - Anwendung der WENRA-Referenzwerte (Verschärfung und Reaktionszeiten des Bedienpersonals) (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1).

EDF hat überprüft, dass die im Rahmen des Schutzes vor extremer Kälte beim 3. RP 900 zugrunde gelegten Studienannahmen weder durch die gewonnenen Erfahrungen (sowohl hinsichtlich der kürzlich gemessenen Temperaturen als auch hinsichtlich des gleichzeitigen Auftretens von Kälte und Wind) noch durch die Analyse der Erfahrungen aus dem Winter 2012 in Frage gestellt werden.

Die Studien zur extremen Kälte im Kernkraftwerkskomplex der CPY-Stufe, einschließlich thermischer Untersuchungen und Funktionsanalysen, haben ergeben, dass in bestimmten Räumen des Gebäudes für nukleare Hilfsanlagen, die über das DVN-System belüftet werden, zu niedrige Temperaturen herrschen. Dies führt dazu, dass die Sollwerteinstellung bestimmter Lufterhitzer des DVN-Systems (PNRL1955) angepasst und die Sonderbetriebsvorschrift (RPC) für „Grand Froid“ aktualisiert wird.

Die Ergebnisse der thermischen Studien für den Fall extremer Kälte im konventionellen Gebäudeteil sowie die Funktionsanalysen und

den sich daraus ergebenden möglichen Änderungen werden im Abschnitt über standortspezifische Besonderheiten dargestellt, da sie standortabhängig sind.

➢ **Berücksichtigung des erschwerenden Faktors und der Empfindlichkeit gegenüber der Reaktorbedienungszeit (WENRA)**

Für jedes der Szenarien besteht das Ziel darin, die Ausweichfähigkeit und die Aufrechterhaltung eines sicheren Zustands des Blocks in einer Situation zu überprüfen, in der eine „Grand Froid"-Belastung mit einem erschwerenden Faktor kumuliert auftritt.

Was die Pumpstation betrifft, so würde die Berücksichtigung eines erschwerenden Faktors bei einer aktiven Anlage, die im Hinblick auf die „Grand Froid"-Belastung erforderlich ist, höchstens zum Ausfall der Kältequelle in einem Block führen. Da unter diesen Bedingungen die ASG-Nachspeisung durch das SER mittels Schwerkraft verfügbar ist, ist die Ausweichfähigkeit und die Aufrechterhaltung des sicheren Zustands des Blocks gewährleistet, und die Situation wird daher als akzeptabel eingestuft.

Die im Hinblick auf extreme Kälteereignisse erforderlichen aktiven Anlagen sind die Lüftungssysteme und bestimmte elektrische Begleitheizungen sowie deren unterstützende Funktionen. Für Anlagen, die im Normalbetrieb in Betrieb sind und keine Betriebsunterbrechung erfahren (Betriebskontinuität), kann die Anwendung eines Erschwernisfaktors auf diese Anlagen ausgeschlossen werden. Für Anlagen, bei denen die Betriebskontinuität nicht bewertet werden kann, belegen die durchgeführten Untersuchungen die gute Robustheit der Anlagen. Hinsichtlich der thermischen Umgebung sind keine Maßnahmen erforderlich.

❖ **Fazit**

EDF hat die Temperaturen, die in den Sicherheitsstudien für die Einwirkung „*extremer* Kälte" im Rahmen des 4. RP 900 erneut überprüft.

Die methodischen Weiterentwicklungen und die Aktualisierung bestimmter Studienannahmen führten dazu, dass Änderungen an den Anlagen oder deren Betrieb erforderlich wurden, um die zulässigen Mindesttemperaturen der EIPS einzuhalten.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Für den konventionellen Bereich zeigen die Ergebnisse der thermischen „Grand Froid"-Studien und der Funktionsanalysen des Standorts Blayais Risiken einer Nichteinhaltung der Halte-Temperaturen der Ausrüstung in den SEC-Stollen und im Bereich der Schwerkraftzufuhr vom SER zum ASG-Behälter auf.

Diese Risiken der Nichteinhaltung werden bereits in Phase A durch folgende Maßnahmen behandelt:

- einer Änderung der Besonderen Betriebsvorschrift (RPC) „Grand Froid", die insbesondere darin besteht, die SEC-Rohrleitungen ab der „Grand Froid"-Warnphase zu schützen, indem mindestens 2 Stunden pro Tag eine SEC-Pumpe auf der stillgelegten Leitung in Betrieb genommen wird, um ein Einfrieren des SEC-Auslassstutzens zu verhindern (die Wasserzirkulation in den Rohrleitungen schützt vor dem Einfrieren);
- eine bauliche Änderung der Wärmedämmung der ASG-Nachspeiseleitungen durch SER in den Stollen unter dem Maschinenraum sowie der Wärmedämmung und Begleitheizung dieser Leitungen im Maschinenraum (PNPP1722).

Zusammenfassung des Zustands

des Blocks Die Änderungen:

- PNPP1722 „Begleitheizung und Wärmedämmung der ASG-Versorgung durch SER",
- PNRL1955 „Änderung der Sollwerteinstellung der DVN-Lufterhitzer",

wurden im Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die aus den „Grand Froid"-Studien resultierenden konzeptionellen Änderungen wurden in der Betriebsdokumentation berücksichtigt.

2.2.1.10 Beeinträchtigungen der Kältequelle

Allgemeiner Teil – Lagerung

❖ **Hintergrund und Gegenstand der Studien**

Im Rahmen des 4. RP 900 besteht das von EDF angestrebte Ziel zur Verbesserung der Sicherheit hinsichtlich spezifischer Beanspruchungen der Kaltwasserquelle darin, die Robustheit der Anlagen gegenüber diesen Beanspruchungen oder Phänomenen durch die Konkretisierung der Sicherheitsanforderungen für die Pumpstationen zu überprüfen.

Die Beanspruchungen „*Frasil*" und „Vereisung", „*Niedrigster Sicherheitswasserstand (PBES)*" sowie „*Eintreffen von* Kohlenwasserstoffschichten" wurden bereits ab dem 3. RP 900 ausdrücklich bei der Auslegung und/oder Überprüfung des Schutzes der Blöcke berücksichtigt.

Nach den einschneidenden Ereignissen im Jahr 2009 (Verstopfung der vorderen Rechen in Chooz durch aktives Frasil, verschiedene Vorfälle von Verstopfungen durch Pflanzenreste in Blayais und Cruas) hat EDF die Sicherheitsanforderungen an die Systeme der Pumpstationen weiterentwickelt, um:

- das System der *„Vorfiltration des Rohwassers*" als Unterstützung für die Sicherheitsfunktion *„Filtration des* Rohwassers" zu integrieren,
- alle externen Einflüsse oder für die Kaltwasserquelle spezifischen Phänomene zu berücksichtigen (einschließlich massiver Eintrag von Verstopfungsmaterial (AMC) sowie Versandung/Verschlammung),
- plausible Häufungen oder Kombinationen dieser Einflüsse oder Phänomene zu berücksichtigen.

Diese Aspekte waren Gegenstand einer Untersuchung im Rahmen des Themas *„Anfälligkeit von Kühlwasserquellen gegenüber externen* Einflüssen" der Arbeitsgruppe REX 2009–2011.

Das Sicherheitsreferenzsystem für Pumpstationen für das 4. RP 900 berücksichtigt diese verschiedenen Untersuchungen und insbesondere folgende Punkte:

- Verbesserung der Charakterisierung des Vereisungsphänomens und der Berücksichtigung der Kumulierung von extremer Kälte und Niedrigwasser durch die Entwicklung der Methodik „Vereisung",
- Berücksichtigung der Kumulierung von *„Frasil* + Wintertiefstand",
- Änderung des Prinzips zum Schutz vor Frostschäden bei Kühlbereichen mit offenem Kreislauf,

❖ **Zusammenfassung der Studien**

➢ **<u>Niedrigster sicherer Wasserstand (PBES), Frasil, massiver Zulauf von Sedimenten (AMC), Zulauf einer Kohlenwasserstoffschicht, Versandung/Verlandung</u>**

Die Ergebnisse dieser Studien und die sich daraus ergebenden Änderungen werden im Abschnitt zu den blockbezogenen Besonderheiten dargestellt, da sie standortabhängig sind.

➢ **<u>Eisbildung</u>**

Die Studien zeigen, dass die 900er-Standorte der CPY-Stufe in ihrem derzeitigen Zustand robust sind. Für den 4. RP 900 sind daher keine zusätzlichen Änderungen erforderlich.

➢ **<u>Verschärfungsfaktor und Empfindlichkeit gegenüber längeren Betriebszeiten (WENRA)</u>**

Die Sensitivitätsstudien hinsichtlich eines Aggravators oder längerer Bedienerverzögerungen zeigen, dass:

- die Anwendung eines Verschärfungsfaktors gemäß den für Belastungsstudien festgelegten allgemeinen Regeln keine Auswirkungen auf die für die Kaltquelle spezifischen Belastungen hat,
- die Berücksichtigung einer Bedienerverzögerung von 35 Minuten für Maßnahmen vor Ort stellt die Schlussfolgerungen der Robustheitsanalysen der Pumpstationen hinsichtlich der für die Kaltquelle spezifischen Beanspruchungen nicht in Frage.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

- *Niedrigster Sicherheitswasserstand (PBES)*

Der Pegel der PBES des Kernkraftwerks Blayais wurde neu bewertet. Die mit den neuen PBES-Werten durchgeführte Überprüfung der Versorgung der Sicherheitspumpen kommt zu dem Schluss, dass die bestehenden Vorkehrungen ohne zusätzliche Änderungen robust sind.

Die Pegelmessungen stromabwärts der Filtertrommeln ermöglichen die automatische Auslösung der CRF-Pumpen, sobald ein außergewöhnlich niedriger Pegelschwellenwert erreicht wird (PNPP1123). Der Auslöseschwellenwert für die CRF-Pumpe ist auf -4,10 m NGFO festgelegt (PNPP1760).

- *Frasil*

EDF setzt im Kernkraftwerk Le Blayais die Änderung PNPP1723 „Parade Frasil“ um, die darin besteht, heißes Wasser aus den SEC-Ableitungen paarweise pro Reaktorblock in den Ausgleichskamin einzuleiten, in Anlehnung an das Referenzdokument „Pumpstation“

- *Massiver Eintrag von Ablagerungsmaterial (AMC)*

Das Kernkraftwerk Blayais ist durch folgende Vorrichtungen gegen das Szenario „Massiver Zustrom von Verstopfungsmaterial“ geschützt:

- Vorfiltergitter, die den Schutz der CFI-Filtertrommeln gewährleisten, indem sie das Eindringen von groben Fremdkörpern in die Dichtungsöffnungen der Filtertrommeln verhindern, und die im Rahmen der Änderung PNPP1917 eingesetzt werden;
- die CFI-Filtertrommeln, die eine physikalische Barriere gegen die Verstopfungsstoffe bilden;
- die Hochdruckreinigung (3 CFI 001 bis 004 PO) und die langsame Drehung der CFI-Filtertrommeln, wodurch die auf den Filterplatten angesammelten Fremdkörper entfernt werden können;
- die Messungen des Druckverlusts der CFI-Filtertrommeln in Verbindung mit einer Automatik, die bei starker Verstopfung die CRF-Pumpen auslöst (PNRL1928);
- Füllstandsmessungen stromabwärts der CFI-Filtertrommeln in Verbindung mit einer Automatik, die bei Erreichen eines niedrigen Füllstands die CRF-Pumpen auslöst;
- das Halten der Absperrschieber zwischen den Blöcken und Reihen in geschlossener Position, um die Zirkulation von Verstopfungsmaterialien zu begrenzen.

EDF setzt im Kernkraftwerk Blayais die Änderung PNPP1917 „Einbau von Vorfiltergittern“ um, die darin besteht, CFI-Vorfiltergitter in der Pumpstation zu installieren, um gegen das Kombinationsereignis „externe Überschwemmung + AMC“ gewappnet zu sein, in Anlehnung an das Referenzhandbuch für Pumpstationen.

- *Eintreffen einer Kohlenwasserstoffschicht*

Das Kernkraftwerk Blayais gilt als anfällig für eine „Kohlenwasserstoffbelastung“, da die Wahrscheinlichkeit besteht, dass sich eine Kohlenwasserstoffschicht vor den Wasserentnahmestellen bildet.

Studien zur Analyse der Fähigkeit der Systeme der Pumpstation, dem Eindringen einer Ölschicht standzuhalten, kommen zu dem Schluss, dass der Standort Blayais robust ist.

Der Schutz der Reaktorblöcke am Standort Blayais vor Kohlenwasserstoffen wird gewährleistet durch:

- Vereinbarungen mit den Behörden, die es dem Kernkraftwerk ermöglichen, so früh wie möglich über das Vorhandensein einer Ölschicht alarmiert und über deren Entwicklung auf dem Laufenden gehalten zu werden;
- spezifischer Betriebsanweisungen, die die Abschaltung der Blöcke und deren Aufrechterhaltung in einem sicheren Zustand vor dem tatsächlichen Eintreffen der Ölschicht am Standort vorschreiben;
- Darüber hinaus werden die Maßnahmen gegen die Bedrohung „Massiver Zustrom von Ablagerungen“, ergänzt durch die Anwendung von Verhaltensanweisungen, die im Falle eines nachgewiesenen Vorhandenseins von Kohlenwasserstoffen an der Pumpstation die Abschaltung der Blöcke vorschreiben, gewährleisten den Schutz der Sicherheitskreisläufe vor Kohlenwasserstoffteppichen, deren Vorhandensein möglicherweise nicht im Vorfeld erkannt wird.

- *Versandung/Verschlammung*

Die Wasserentnahmestellen des Kernkraftwerks Blayais bestehen aus zwei Bauwerken, die jeweils einem Blockpaar gemeinsam sind und als „Viperköpfe“ bezeichnet werden. Da sich diese Bauwerke auf dem Grund der Gironde befinden, ist der Standort anfällig für die Beeinträchtigung durch Versandung/Verschlammung.

Die Risikokontrolle hinsichtlich der Versandung/Verschlammung der Wasserentnahmestelle basiert auf der Durchführung regelmäßiger bathymetrischer Überwachungen, der Einhaltung von Ausbaggerungskriterien und der Durchführung von Ausbaggerungsmaßnahmen, sobald diese Kriterien erreicht sind.

Für die übrigen Bauwerke der Pumpstation gewährleisten die Erfahrungen vor Ort sowie die Einführung geeigneter organisatorischer Maßnahmen (Überwachung, damit verbundene Reinigungs- und Wartungsarbeiten), die auf den vor Ort umgesetzten Basisprogrammen zur vorbeugenden Instandhaltung (PBMP) und auf standortspezifischen Wartungsplänen basieren, die Robustheit der Bauwerke gegenüber dem Phänomen der Versandung/Verschlammung.

❖ **Fazit**

Die wichtigsten Änderungen gegenüber dem Sicherheitsreferenzrahmen der Pumpstation werden im Rahmen des 4. RP 900 umgesetzt.

All diese Maßnahmen sowie die Aktualisierung der Studien zur Pumpstation unter Einbeziehung der seit 2012 ergangenen Anweisungen ermöglichen es, den Schutz der Kaltquellen der Anlage vor Angriffen oder Phänomenen wie PBES, Frasil, Vereisung, AMC, Kohlenwasserstoffen und Versandung/Verschlammung nachzuweisen.

Bilanz zum Zustand des Blocks

Änderungen:

- PNPP1123 „Einführung der Messung des Pegels hinter der Filtration mit Auslösung der Pumpen zur bei sehr niedrigem Pegel hinter der Filteranlage“,
- PNPP1760 „Verbesserung der Messkette für die Filtration und der Auslösung der zugehörigen Produktionspumpen sowie Erstellung einer Übersicht zur Überwachung des Rohwasserflusses im Kontrollraum“,
- PNPP1917 „Austausch der Vorfiltergitter, um sie widerstandsfähig gegen den massiven Zustrom von Verstopfungsmaterial zu machen“,
- PNRL1928 „Einstellung des Auslöseschwellenwerts für die Umwälzpumpen“,

wurden im Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser

Die Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPP1723 „Einrichtung einer Winterumwälzung bei Frasil“ wird im Rahmen eines spezifischen Zeitplans im Reaktorblock Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt, wobei die Integration spätestens im November 2027 vorgesehen ist.

2.2.1.11 Starke Winde und durch starken Wind verursachte herumfliegende Gegenstände

Allgemeiner Teil „Lagerung“

❖ **Hintergrund und Gegenstand der Studien**

Das Ziel für das 4. RP 900 besteht darin, die zu berücksichtigende Windstärke gemäß den 2009 geänderten Vorschriften „Neige et Vent 65“ neu zu bewerten. Die Untersuchung dieses Themas im Rahmen des 3. RP 1300 führt zudem dazu, nach möglichen lokalen Schwachstellen an den Bauwerken zu suchen, die den Schutz der im Inneren der Gebäude befindlichen Anlagen gefährden könnten (d. h. Berücksichtigung von Zielen im Inneren der Gebäude, hinter Schwachstellen wie Türen und Trichtern).

❖ **Zusammenfassung der Studien**

Was die Neubewertung der Windstärken betrifft, so haben die durchgeführten Studien gezeigt, dass die Aktualisierung der Schnee- und Windvorschriften nicht zu einer Erhöhung der Windstärken geführt hat. Die Robustheit der Ziele gegenüber den aktualisierten Windstärken ist daher gerechtfertigt.

Für den Kernkraftwerksblock zeigen die durchgeführten Studien hinsichtlich der Einwirkung von durch starke Winde erzeugten Projektilen (PGGV) gemäß dem Stand des 4. RP 900, dass die Anlagen ohne zusätzliche Änderungen widerstandsfähig gegen diese Einwirkung sind.

Für den konventionellen Block werden die Untersuchungen hinsichtlich der Einwirkung von durch starken Wind erzeugten Projektilen (PGGV) im Zustand des 4. RP 900 sowie die sich daraus möglicherweise ergebenden Änderungen im Abschnitt zu den blockspezifischen Besonderheiten dargestellt, da diese standortabhängig sind.

EDF hat zudem überprüft, dass kein Risiko einer durch starken Wind verursachten Überdrehzahl der Ventilatoren besteht.

Schließlich hat EDF im Anschluss an die Untersuchung des Themas „PGGV“ im Rahmen des 3. RP 1300 Betriebsvorschriften vorgesehen, die bei starkem Wind die Durchführung von Sichtprüfungen an den für starken Wind anfälligen EIP vorschreiben. Das Ziel dieser besonderen Betriebsvorschrift (RPC) ist es, sicherzustellen, dass die Anlagen nach einem Sturm keine Schäden aufweisen, um den sicheren Weiterbetrieb zu gewährleisten.

➢ **<u>Erschwerender Umstand und Zeitempfindlichkeit des Betreibers (WENRA)</u>**

Die Berücksichtigung eines erschwerenden Faktors und der Anfälligkeit gegenüber der Reaktionszeit des

Bedienpersonals hat keine Auswirkungen auf die Anlage. Denn:

- Es ist keine aktive Ausrüstung erforderlich, um den Schutz vor starkem Wind zu gewährleisten,
- es sind keine Maßnahmen des Bedienpersonals erforderlich, um den Schutz vor starkem Wind zu gewährleisten.

❖ **Fazit**

EDF hat ergänzende PGGV-Studien durchgeführt, um das Schutzniveau der Sicherheitsziele zu erhöhen.

Für den Kernkraftwerksbereich sind keine Änderungen erforderlich. Für den konventionellen Bereich sind Verstärkungsmaßnahmen an den Anlagen vorgesehen, die im Rahmen des 4. RP 900 umgesetzt werden.

Entsprechend den Beschlüssen für das 3. RP 1300 führt EDF eine RPC durch, die darin besteht, die Anlagen nach einem Sturm zu inspizieren, um sicherzustellen, dass keine Schäden an den Anlagen vorliegen, und den Betrieb unter Einhaltung aller Sicherheitsanforderungen fortzusetzen.

Die Sensitivitätsanalyse hinsichtlich des erschwerenden Faktors und der Reaktionszeit des Bedienpersonals gemäß den WENRA-Referenzwerten kommt zu dem Schluss, dass keine Auswirkungen auf die Anlage oder deren Betrieb bestehen.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

- *Konventioneller Block*

Die im Hinblick auf die PGGV-Belastung durchgeführten Untersuchungen, im Zustand des 4. RP 900 zeigen, dass Sicherheitsziele, die sich im Inneren der Notpumpstation des Blocks befinden, aufgrund der Schutzmaßnahmen, die im Rahmen früherer Umbauten zur Abwehr von durch starken Wind erzeugten Projektilen oder zur starken Abschwächung der direkten Windeinwirkung getroffen wurden, nicht mehr gefährdet werden können. Im Rahmen der VD4-Phasen A und B sind keine weiteren Änderungen hinsichtlich der Umsetzung zusätzlicher Schutzmaßnahmen gegen die Risiken durch starken Wind und durch starken Wind erzeugte Projektile vorgesehen.

- *Kernkraftwerksbereich*

Der Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Sonderbetriebsvorschrift „Durchführung von Sichtprüfungen an starkwindanfälligen EIP bei starkem Wind“ wurde im Block 3 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt.

Die Änderung PNPE1323 „Verstärkung des BAN-Schornsteins im SMS, Starkwind und Tornado EF2“ wird im Rahmen einer spezifischen Planung im Block 3 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt, wobei die Integration spätestens in Phase B des 4. RP 900 vorgesehen ist.

2.2.1.12 Tornado

Allgemeiner Teil – Lagerung

❖ **Hintergrund und Gegenstand der Studien**

Im Rahmen des 4. RP 900 hat EDF eine Tornado-Auslegungsstufe für die Anlagen festgelegt.

❖ **Zusammenfassung der Studien**

Die Referenzstufe für Tornados soll Gefahren abdecken, deren Häufigkeit über einem Richtwert von 10^{-4} pro Jahr liegt. Auf der Grundlage der Bewertung der Eintrittswahrscheinlichkeit von Tornados liegt die jährliche Überschreitungshäufigkeit einer maximalen Tornado-Windgeschwindigkeit von 29 m/s (eine Geschwindigkeit, die einem Tornado der Stufe EF0 – auf der Enhanced-Fujita-Skala – entspricht) in der Zone „Océanique“ in der Größenordnung von $3 \cdot 10^{-5}$ pro Jahr und in der Zone „Reste de la France“ in der Größenordnung von $1,1 \cdot 10^{-5}$ pro Jahr. Die Windgeschwindigkeiten eines Tornados der Intensität EF0 liegen somit innerhalb der Bandbreite der Windgeschwindigkeiten eines Tornados, die dem Referenzwert von 10^{-4}/Jahr entsprechen, sowohl

sowohl für die Küstenzone als auch für das übrige Frankreich.

Daher entspricht die von EDF für den Auslegungsbereich gewählte Referenz-Tornado-Stufe EF0, sowohl für die Küstenregion als auch für das übrige Frankreich. Die verschiedenen Auswirkungen des Tornados sind:

- der dynamische Winddruck,
- allfällig aufgewirbelte und beschleunigte Projektile,
- der plötzliche Druckabfall im Zentrum des Wirbels.

Für den Referenz-Tornado:

- wird der vom Wind ausgeübte dynamische Druck durch die Auslegung der Gebäude und Bauwerke abgedeckt, die höhere Windlasten vorschreibt,
- die hypothetischen Projektile werden durch die im Rahmen der Referenzbelastung „Durch starken Wind erzeugte Projektile“ (PGGV) untersuchten Projektile abgedeckt (vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1.11),
- der Unterdruck im Zentrum des Wirbels ist weder für die Gebäude noch für die Ventilatoren maßgebend.

Die Robustheit des CPY-Lagers gegenüber den Auswirkungen des Referenztornados, der einem Tornado der Stufe EF0 entspricht, wird durch die Berücksichtigung schwerwiegenderer Phänomene bei der Auslegung gewährleistet.

Darüber hinaus wird EDF im Rahmen der weiteren Prüfungen der generischen Phase des 4. RP 900 spätestens fünf Jahre nach Vorlage des Abschlussberichts der Überprüfung als Referenzgefahrenstufe einen Tornado der Intensität EF2 auf der Fujita-Skala festlegen, definiert durch die für diese Intensität charakteristische durchschnittliche Windgeschwindigkeit von 55,5 m/s. In diesem Zusammenhang wird EDF die Verstärkung des Schornsteins des BAN auf der CPY-Ebene (PNPE1323) vornehmen. Diese Verstärkung auf EF2-Niveau deckt die auf der CPY-Ebene zu berücksichtigende Windstärke ab (vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1.11). EDF wird gegebenenfalls nach Abschluss der Studien zur Anpassung des EF2-Referenzrahmens weitere Änderungen festlegen.

Ergänzend dazu hat EDF eine Studie zu Tornados und den damit verbundenen Phänomenkombinationen durchgeführt. Diese Studie zeigt, dass die durch die Gewitterzelle verursachten Gefahren nicht zum gleichen Zeitpunkt und am gleichen Ort auftreten, mit Ausnahme des Regens, dessen Eigenschaften jedoch nicht maßgebend sind. Es ist daher nicht erforderlich, neue Szenarien mit mehreren Gefahrenfaktoren in das Tornado-Referenzsystem aufzunehmen.

Die Berücksichtigung des erschwerenden Faktors und der Anfälligkeit gegenüber der Reaktionszeit des Bedieners gemäß den WENRA-Referenzwerten hat keine Auswirkungen auf die Anlage oder deren Betrieb. Denn:

- Es ist keine aktive Ausrüstung erforderlich, um den Schutz vor Tornados zu gewährleisten;
- es sind keine Maßnahmen des Bedienpersonals erforderlich, um den Schutz vor Tornados zu gewährleisten.

❖ **Fazit**

Die Untersuchungen zum Referenz-Tornado (Intensitätsstufe EF0 auf der Fujita-Skala) zeigen, dass die Maßnahmen, die im Rahmen der Reaktorauslegung sowie gemäß den Referenzrahmen „Starkwind“ und „Durch Starkwind erzeugte Geschosse“ getroffen wurden, die Anlage gegenüber dieser Einwirkung widerstandsfähig machen.

Im Rahmen der Folgemaßnahmen zur Anweisung zum 4. RP 900 wird die in der Sicherheitsnachweisführung berücksichtigte Referenz-Tornado-Stufe spätestens fünf Jahre nach Einreichung des RCR erhöht (Intensitätsstufe EF2 auf der Fujita-Skala).

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPE1323 „Verstärkung des BAN-Schornsteins für SMS, starken Wind und Tornado der Intensitätsstufe EF2“ wird im Rahmen einer spezifischen Planung am Block 3 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt, wobei die Integration spätestens in Phase B des 4. RP 900 vorgesehen ist.

2.2.1.13 Blitzschlag und externe elektromagnetische Störungen (EMS)

Allgemeiner Teil „Palier“

❖ **Hintergrund und Gegenstand der Studien**

EDF hat im Rahmen des 4. RP 900 neue Sicherheitsanforderungen für diese Einwirkungen definiert, die darauf abzielen, im Falle von Blitzeinschlägen das Erreichen und Aufrechterhalten eines sicheren Zustands der Blöcke zu gewährleisten und radioaktive Freisetzungen zu begrenzen, wobei mögliche durch Blitzschlag induzierte Effekte berücksichtigt werden.

Die Methodik zur Analyse der Robustheit der Anlagen gegenüber Blitzeinschlägen und externen elektromagnetischen Störungen wurde aktualisiert.

Sie besteht in der Durchführung von Studien, die für jeden Standort dokumentiert sind in:

- *der „Blitzauswirkungsanalyse“* (AIF), die sich auf die dem Strahlungsfeld ausgesetzten Außenanlagen bezieht. Ihr Ziel ist es:
  - die Auswirkungen von Blitzeinschlägen auf die Außenanlagen, Dächer und Fassaden der sogenannten „*Zielgebäude*“ (die EIP enthalten) des Kernkraftwerks zu analysieren,
  - Empfehlungen zu geben, um die Auswirkungen von Blitzeinschlägen auf ein Niveau zu reduzieren, *das* mit den Sicherheitszielen im Inneren der sogenannten *„Zielgebäude“* vereinbar ist.
- Die *„Berechnungsanleitung für Überspannungen“* betrifft die elektrischen Verbindungen zwischen Gebäuden, über die im Falle eines Blitzeinschlags in ein Gebäude Überspannungen übertragen werden können. Sie hat zum Ziel:
  - die Anfälligkeit der Verbindungen zwischen den Gebäuden zu analysieren, indem Überspannungsberechnungen an den Verbindungen durchgeführt werden, die an die sogenannten „*Ziel*gebäude“ angeschlossen sind,
  - eine Liste der Schutzmaßnahmen zu erstellen, die an den zu schützenden Verbindungen zu installieren sind.

Zur Ermittlung potenzieller Blitzeinschlagspunkte (Wahrscheinlichkeit, dass ein Zielgebäude von einem Blitz getroffen wird) stützt sich EDF auf die Norm NF-EN-62305-1.

❖ **Zusammenfassung der Studien**

Nach Abschluss der Studien „*Blitzschlag und externe elektromagnetische* Störungen“ setzt EDF die Änderung „Blitzschutz“ (PNPP1951) um, die je nach Standort die Installation von Schutzvorrichtungen wie Blitzableitern, Blitzableiterspitzen oder Schutzhauben sowie den Einbau eines Blitzableiters in die Sekundärseite der Hilfstransformatoren oder in Freiluftstationen vorsieht (PNPE1477).

EDF geht davon aus, dass ein Sonnensturm, der gleichzeitig an mehreren Kernkraftwerksstandorten zu lang anhaltenden externen Spannungsausfällen führen könnte, ein äußerst seltenes Ereignis ist. Es erscheint nicht notwendig, dieses Ereignis speziell zu berücksichtigen, da die Sicherheitsrichtlinien für den Kernkraftwerkspark von EDF bereits lang anhaltende Spannungsausfälle von bis zu 15 Tagen abdecken.

Im Anschluss an die Untersuchung im Rahmen der Arbeitsgruppe „Einwirkungen“ des 4. RP 900 hat EDF die Auswirkungen der

durch einen Blitzschlag erzeugten Strahlungsfelder auf die Ausrüstungen zur Abwehr von Einwirkungen (EDA) im Zusammenhang mit Bränden und internen Explosionen. Die Analyse kommt zu dem Schluss, dass die Strahlungsfelder aufgrund der Eigenschaften dieser Ausrüstungen und ihrer Lage in den Räumlichkeiten keine Auswirkungen auf diese EDA haben.

Hinsichtlich der Empfindlichkeit dieser Studien gegenüber erschwerenden Faktoren und der Reaktionszeit des Bedieners (WENRA-Referenzwerte) wurden keine Auswirkungen festgestellt, da:

- keine aktiven Geräte erforderlich sind, um den Blitzschutz zu gewährleisten,
- keine Maßnahmen des Bedienpersonals erforderlich sind, um den Blitzschutz zu gewährleisten.

❖ **Fazit**

Die im Rahmen des Schutzes vor den Einwirkungen *„Blitzschlag und externe elektromagnetische* Störungen“ durchgeführten Untersuchungen haben gezeigt, dass an allen Standorten nur ein begrenzter Änderungsbedarf besteht, um die im Rahmen des 4. RP 900 umgesetzten Blitzschutzziele zu erreichen.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Bilanz zum Zustand des Blocks

Die Änderung PNPP1951 „Blitzschutz und Schutz vor externen elektromagnetischen Störungen“ wurde am Block 3 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPE1477 „Einbau eines Überspannungsschutzes im Sekundärkreis der Hilfstransformatoren“ wird am Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration spätestens in Phase B der Änderungen des 4. RP 900 vorgesehen ist.

2.2.1.14 Neige

Allgemeiner Teil – Lagerung

❖ **Hintergrund und Gegenstand der Untersuchungen**

Ziel ist es, die Robustheit der Sicherheitsziele bei einer neu bewerteten Schneebelastung gemäß den Regeln „*Schnee und Wind*“ von 1965, Ausgabe 2009, sicherzustellen.

Die Gebäude und Anlagen der Kernkraftwerksblöcke des Palier CPY wurden gemäß den Regeln „*Schnee und* Wind“ von 1965 ausgelegt, die zum Zeitpunkt ihrer Planung galten. Diese Vorschriften wurden seit der Erstausgabe mehrfach aktualisiert, zuletzt in den Jahren 2000 und 2009. Im Rahmen des 4. RP 900 werden die im Falle einer externen Schneebelastung erforderlichen EIPS anhand der aktualisierten *„Schnee- und Wind“*-Vorschriften, Ausgabe 2009, auf ihre Eignung für die Schneelasten überprüft.

Das Vorgehen besteht darin, die Lasten NV2000 und NV2009 zu vergleichen und sicherzustellen, dass die zu schützenden Sicherheitsobjekte hinsichtlich der 2009 aktualisierten klimatischen Lasten korrekt dimensioniert sind.

❖ **Zusammenfassung der Untersuchungen**

Für alle Standorte des CPY-Stufenprojekts hat die Weiterentwicklung der *„Schnee- und* Windvorschriften“ 65 zwischen den geänderten Vorschriften von 2000 und den geänderten Vorschriften von 2009 keine Auswirkungen. Die klimatischen Lasten bleiben unverändert oder verringern sich im Vergleich zu *den „NV65*-Vorschriften“, Ausgabe 2000.

Sowohl für den Kernkraftwerksbereich als auch für den konventionellen Bereich ergaben die Nachweise, dass die Bauwerke und Ausrüstungen den „*NV65-Regeln*“ in der Ausgabe 2009 standhalten. Im Rahmen des 4. RP 900 sind daher keine Änderungen erforderlich.

Hinsichtlich der Empfindlichkeit dieser Studien gegenüber dem Verschärfungsfaktor und der Bedienerverzögerung (WENRA-Referenzwerte) wurden keine Auswirkungen festgestellt, da:

- keine aktiven Einrichtungen erforderlich sind, um den Schutz vor Schnee zu gewährleisten,
- keine Maßnahmen des Betreibers erforderlich sind, um den Schutz vor Schnee zu gewährleisten.

❖ **Fazit**

Die für die Standorte des Palier CPY durchgeführten Untersuchungen kamen zu dem Ergebnis, dass die Bauwerke und Ausrüstungen den Vorschriften der NV65, Ausgabe 2009, entsprechen. Die Sensitivitätsanalysen unter Berücksichtigung des erschwerenden Faktors und der Reaktionszeit des Betreibers (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1) kommen zu dem Ergebnis, dass keine Auswirkungen auf die Anlage oder deren Betrieb bestehen.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Es gibt keine Änderungen zu diesem Thema beim Block 3 des Kernkraftwerks Blayais.

2.2.1.15 Beherrschung des industriellen Risikos

Allgemeiner Teil: Lager

❖ **Hintergrund und Gegenstand der Studien**

➢ **Industrielle Aktivitäten und Transport gefährlicher Güter außerhalb des Kernkraftwerks**

Die Beherrschung der mit dem industriellen Umfeld und den Verkehrswegen verbundenen Risiken erfordert die Überwachung der entsprechenden Umgebung und die Bewertung der damit verbundenen Risiken für die Kernkraftwerke. Die Risikoanalyse basiert auf der Anwendung der grundlegenden Sicherheitsvorschrift RFS I-2.d.

Die folgenden Gruppen potenzieller Gefahrenquellen werden berücksichtigt:

- Ortsfeste Industrieanlagen wie Lagerstätten und Produktionsanlagen;
- Transportleitungen (Gas- und Ölpipelines);
- Die verschiedenen Transportarten für Gefahrgut (Straße, Schiene, Binnenschifffahrt oder Seeverkehr) außerhalb des Standorts.

Über die allgemeinen Ziele hinaus, die für alle im Rahmen des 4. RP 900 zu berücksichtigenden Einwirkungen gelten, zielt das von EDF angestrebte Ziel der Verbesserung der Sicherheitsanforderungen zur Beherrschung der mit dem industriellen Umfeld und den Verkehrswegen verbundenen Risiken auf die Aktualisierung der Unfallparameter unter Berücksichtigung der neuesten verfügbaren Informationen ab.

Im Rahmen des 4. RP 900 berücksichtigt EDF zudem die von der ASN im Rahmen des 3. RP 1300 formulierten Anforderungen, die EDF insbesondere dazu veranlasst haben, die Methodik zur Bewertung des Begriffs „Unfallstatistik“ zu aktualisieren.

➢ **Interner Transport gefährlicher Güter innerhalb des Kernkraftwerks**

Im Rahmen des 4. RP 900 hat EDF der ASN einen Rahmenvermerk zur „Methodik zur Behandlung der Risiken im Zusammenhang mit dem Transport gefährlicher Güter innerhalb der Kernkraftwerke“ übermittelt, der für alle Sicherheitsstufen gilt und als Grundlage für die Erstellung standortspezifischer Studien für jedes Kernkraftwerk dient. Diese Methodik berücksichtigt die von der ASN formulierten Anforderungen, die darauf abzielen, die von EDF im Rahmen des 3. RP 1300 vorgelegten Risikostudien zum internen Transport gefährlicher Güter zu ergänzen.

❖ **Zusammenfassung der Studien**

➢ **Industrielle Aktivitäten und Transport gefährlicher Güter außerhalb des Kernkraftwerks**

Die RFS I-2.d definiert unter anderem die Liste der Industrieanlagen und Verkehrswegen, die Risiken für Kernreaktoren darstellen können.

Die mit dem industriellen Umfeld verbundenen Risiken wurden bei der Auslegung der Anlagen durch den Standardschutz deterministisch berücksichtigt. Die Bemessung der Bauwerke erfolgte im Hinblick auf das Phänomen einer detonationsartigen Explosion.

Die Widerstandsfähigkeit gegen Druckwellen betrifft Gebäude und Ingenieurbauwerke, die Anlagen gewährleisten oder beherbergen, welche die drei Sicherheitsfunktionen der RFS I-2.d erfüllen, sowie die Öffnungen dieser Gebäude (Zugangstüren und Lüftungsöffnungen).

Gemäß der RFS I-2.d beträgt die Größenordnung der Grenzwahrscheinlichkeit für die Akzeptanz einer inakzeptablen Freisetzung radioaktiver Stoffe an der Standortgrenze für alle von außen stammenden, mit menschlichen Aktivitäten verbundenen Einwirkungen 10^{-6} pro Jahr und Reaktor für jede der folgenden Funktionen:

- Reaktorabschaltung und Abbau der Restleistung;
- Lagerung abgebrannter Brennelemente;
- Aufbereitung radioaktiver Abfälle.

Um der Summierung der Unfallwahrscheinlichkeiten unterschiedlicher Ursachen mit ähnlichen Folgen Rechnung zu tragen, legt die RFS I-2.d für jede betrachtete Gruppe von Einwirkungsquellen eine Grenzgröße für die Eintrittswahrscheinlichkeit des Ereignisses von 10^{-7} pro Jahr und Reaktor fest.

Im Anschluss an die Behandlung des Themas *„industrielle* Risiken“ im Rahmen des 3. RP 1300 hat EDF die Methodik zur Bewertung industrieller Risiken im Rahmen des 4. RP 900 weiterentwickelt.

Das Thema umfasst zwei Arbeitsschwerpunkte:

- Überwachung des industriellen Umfelds und der Verkehrswege: EDF plant eine Aktualisierung der Daten zum industriellen Umfeld jedes Standorts;
- Die Bewertung der damit verbundenen Risiken für die Anlagen. EDF hat seine Methodik im Rahmen des Arbeitsprogramms des 4. RP 900 aktualisiert. Die Studien stützen sich auf die im Rahmen des 3. RP 1300 erstellten aktualisierten Unfallstatistikparameter, die für das 4. RP 900 übernommen wurden.

Das Sicherheitsziel der Studien des 4. RP der 900-MWe-Generatorstufe besteht darin, diese Wahrscheinlichkeit anhand aktualisierter Daten zur Unfallstatistik und der standortspezifischen Umgebungsdaten neu zu bewerten. Zu diesem Zweck werden die folgenden Daten aktualisiert:

- Die Werte der Unfallparameter;
- Die standortspezifischen Umweltdaten: Standorte von ICPE, Rohrleitungen, Verkehrswege mit dem damit verbundenen Gefahrguttransport.

Die Ergebnisse der Studien zur industriellen Risikokontrolle und die sich daraus ergebenden möglichen Änderungen werden im Abschnitt über die spezifischen Merkmale der Blöcke dargestellt, da sie standortabhängig sind.

Hinsichtlich der Sensitivität dieser Studien gegenüber erschwerenden Faktoren und der Reaktionszeit des Bedienpersonals (WENRA-Referenzwerte) werden keine Auswirkungen festgestellt, da:

- die Häufigkeit des Auftretens der Einwirkung sehr gering ist und eine Kumulierung mit einem Ausfall aktiver Anlagen unter das Restrisiko fällt;
- zum Schutz vor industriellen Risiken sind keine Maßnahmen des Betreibers erforderlich.

➢ **Interner Transport gefährlicher Güter innerhalb des Kernkraftwerks**

Durch die Entkopplung von den Risikostudien im Zusammenhang mit dem industriellen Umfeld besteht das Ziel darin, das Risiko eines Ausfalls der in der RFS I-2.d definierten Funktionen zu begrenzen.

Nach der Prüfung des Themas im Rahmen des 3. RP 1300 hat EDF die Methodik „interner Transport gefährlicher Güter" aktualisiert und dabei die folgenden ergänzenden Elemente der ASN berücksichtigt:

- Ausgangspunkt ist eine deterministische Analyse, bei der alle gefährlichen Phänomene untersucht werden, die aus einem internen Transportunfall resultieren können, einschließlich Brände, Explosionen und Freisetzungen gefährlicher Stoffe sowie deren Auswirkungen auf die Sicherheitsziele, bevor die Wahrscheinlichkeit der Erreichung der maximal zulässigen Belastungswerte für diese Ziele bewertet wird,
- die Bewertung der mit Lkw-Bränden verbundenen Risiken zu vertiefen.

Ziel der Studie ist es, die mit dem Transport gefährlicher Güter, die auf dem Gelände ankommen (oder es verlassen), verbundenen Explosions-, Brand- und toxischen Risiken zu bewerten.

Die Ergebnisse dieser Studie und die sich daraus möglicherweise ergebenden Änderungen werden im Abschnitt über die spezifischen Merkmale des Blöcks dargestellt, da sie standortabhängig sind.

Abschnitt speziell zu Block 3 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

➢ **Industrielle Aktivitäten und Transport gefährlicher Güter außerhalb des Kernkraftwerks**

Aufgrund der besonderen Gegebenheiten des Umfelds des Kernkraftwerks Blayais werden lediglich Luftrisiken und Risiken im Zusammenhang mit dem externen Transport gefährlicher Güter über Verkehrswegen berücksichtigt. ICPE-Anlagen und Rohrleitungen sind vom Untersuchungsbereich ausgeschlossen, da sie weit vom Zielbereich des Kernkraftwerks entfernt sind und/oder keine Gefahrenquelle darstellen.

- *Explosionsrisiko*

Ziel der Studie ist es, das Explosionsrisiko einer explosiven Gaswolke mit oder ohne Abdrift im Zusammenhang mit Industrieanlagen und externen Gefahrguttransporten in der Nähe des Kernkraftwerks Blayais zu bewerten.

Die durchgeführten deterministischen und probabilistischen Untersuchungen ergeben, soweit erforderlich, ein vernachlässigbares Explosionsrisiko (in der Größenordnung von 10^{-10} pro Jahr und Reaktor) für den Straßen-, Schienen- und Binnenschiffsverkehr.

- *Toxisches Risiko*

Ziel der Studie ist es, das Vergiftungsrisiko für das Personal im Kontrollraum im Zusammenhang mit Industrieanlagen und externen Gefahrguttransporten auf den Verkehrswegen in der Nähe des Kernkraftwerks Blayais zu bewerten und somit den möglichen Verlust der Fähigkeit der Bediener im Kontrollraum zu quantifizieren, den Reaktorblock durch eine Vergiftung in einem sicheren Zustand zu halten.

Die berücksichtigten Gefahrenereignisse sowie die Entfernungen in Bezug auf die verschiedenen Verkehrswege schließen die verschiedenen Szenarien sowohl deterministisch als auch probabilistisch aus. Die Studie zeigt, dass das Risiko eines Ereignisses (in der Größenordnung von 10^{-10} pro Jahr und Reaktor) für den Straßen-, Schienen- und Binnenschiffsverkehr vernachlässigbar ist.

- *Externes Brandrisiko*

Ziel der Studie ist es, für die betreffenden Produkte das Risiko eines Brandes, der Auswirkungen auf das Kernkraftwerk hat, sowie das Risiko einer Vergiftung durch die beim Brand entstehenden Rauchgase für das Bedienpersonal im Kontrollraum zu bewerten.

Die thermischen Folgen eines Brandes auf einem Schiff, das Kohlenwasserstoffe in der Gironde-Mündung transportiert, wurden analysiert. Das Szenario eines Flächenbrandes kann auch auf Straßen auftreten. Angesichts der Entfernung der Verkehrswege zum Kernkraftwerk und der daraus resultierenden Wirkungsentfernungen hat das Auftreten eines Flächenbrandes, unabhängig von der betrachteten Achse und der Form der Brandfläche, keine Auswirkungen auf die Sicherheit des Kernkraftwerks Blayais.

- *Fazit*

Die ermittelte Wahrscheinlichkeit einer inakzeptablen Freisetzung radioaktiver Stoffe am Rand des Kernkraftwerks Blayais beträgt einige 10^{-9} pro Jahr und Reaktor für alle von außen stammenden, durch menschliche Aktivitäten bedingten Einwirkungen.

Diese Ergebnisse für das Kernkraftwerk Blayais entsprechen den in der RFS I-2.d festgelegten Richtwerten.

➢ **Transport gefährlicher Güter innerhalb des Kernkraftwerks**

Die Untersuchung der mit dem Transport gefährlicher Güter verbundenen Risiken kommt zu dem Schluss, dass die gesetzlichen Anforderungen hinsichtlich des Transports gefährlicher Güter und der Auslegung der baulichen Anlagen es ermöglichen, das Risiko einer Explosion, eines Brandes und der Freisetzung gefährlicher Stoffe durch einen Lkw, der gefährliche Güter innerhalb eines Standorts transportiert, zu begrenzen. Diese Untersuchung belegt, dass kein mit dem Transport gefährlicher Güter verbundenes Gefahrenereignis Auswirkungen auf die Sicherheit des Kernkraftwerks Blayais hat.

❖ **Fazit**

Industrielle Aktivitäten und Gefahrguttransporte außerhalb des Kernkraftwerks

Durch die Aktualisierung der Methodik konnten die Ergebnisse der thematischen Prüfung im Rahmen der Arbeitsgruppe „Orientierungen 4. RP 900“ berücksichtigt werden. Die im Rahmen des 4. RP 900 für das Kernkraftwerk Blayais durchgeführte Bewertung der von der industriellen Umgebung ausgehenden Risiken rechtfertigt die Angemessenheit der aktuellen Schutzmaßnahmen zur Überprüfung der Einhaltung der Anforderungen der RFS I-2.d.

Interner Transport gefährlicher Güter innerhalb des Kernkraftwerks

Die Methodik zur Behandlung der Risiken im Zusammenhang mit dem Transport gefährlicher Güter innerhalb von Kernkraftwerken, die die Ergebnisse der Überprüfung des 3. RP 1300 und bestimmte Anforderungen der ASN berücksichtigt, wurde auf das Kernkraftwerk Blayais angewendet. Diese Studie hat gezeigt, dass kein mit dem Transport gefährlicher Güter verbundenes gefährliches Ereignis Auswirkungen auf die Sicherheit des Kernkraftwerks Blayais hat.

Bilanz zum Zustand des Blocks

Es gibt keine Änderungen zu diesem Thema am Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais.

2.2.1.16 Risikokontrolle im Luftverkehr

Allgemeiner Teil – Reaktorblock

❖ **Hintergrund und Gegenstand der Studien**

Die Beherrschung des Luftrisikos basiert auf der Überwachung des luftfahrttechnischen Umfelds der Standorte und der anschließenden Bewertung der damit verbundenen Risiken für die kerntechnischen Anlagen. Die Analyse des Luftrisikos stützt sich auf die Anwendung der Grundsätzlichen Sicherheitsvorschrift (RFS) I-2.a.

Über die allgemeinen Ziele hinaus, die für alle im 4. RP 900 zu berücksichtigenden Einwirkungen gelten (vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1) zielt das von EDF angestrebte Ziel der Verbesserung der Sicherheitsanforderungen zur Beherrschung des Luftrisikos auf die Aktualisierung der Eingabedaten (Flugverkehr, Sicherheitsziele) unter Berücksichtigung der neuesten verfügbaren Informationen ab. Die allgemeinen Entwicklungen, die für alle Bedrohungsszenarien gelten (vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1), werden ebenfalls berücksichtigt.

❖ **Zusammenfassung der Studien**

Diese Bedrohung wurde bereits in der Planungsphase durch die bautechnische Auslegung bestimmter Strukturen im Hinblick auf den Aufprall von Projektilen aus der allgemeinen Luftfahrt berücksichtigt.

Anlässlich der regelmäßigen Überprüfungen werden die Luftrisiken gemäß der Grundsicherheitsregel I-2.a neu bewertet, die auf einem probabilistischen Ansatz basiert, um das Risiko einer inakzeptablen Freisetzung radioaktiver Stoffe an der Standortgrenze zu bewerten.

Gemäß dieser Grundsicherheitsvorschrift (RFS) liegt die Grenzwertrichtgröße für die Wahrscheinlichkeit, dass eine inakzeptable Freisetzung radioaktiver Stoffe an der Standortgrenze akzeptiert wird, bei 10^{-6} pro Jahr und Reaktor für jede der folgenden Funktionen:

- Reaktorabschaltung und Abbau der Restleistung,
- Lagerung abgebrannter Brennelemente,
- Aufbereitung radioaktiver Abfälle.

Um der Summe der Unfallwahrscheinlichkeiten unterschiedlicher Ursachen mit vergleichbaren Folgen Rechnung zu tragen, legt die RFS I-2.a für jede betrachtete Familie von Gefahrenquellen einen Grenzwert für die Eintrittswahrscheinlichkeit des Ereignisses von 10^{-7} pro Jahr und Reaktor fest.

Das Sicherheitsziel der Studien des 4. RP 900 besteht darin, diese Wahrscheinlichkeit anhand aktueller Daten zur Unfallstatistik und der standortspezifischen Umgebungsdaten neu zu bewerten. Für jeden Standort wird ein probabilistischer Ansatz zur Bewertung der Risiken durch den Flugverkehr auf der Grundlage der standortspezifischen Daten und der Flächen der Zielobjekte erstellt.

Zu diesem Zweck werden die folgenden Daten aktualisiert:

- die Werte der Unfallstatistikparameter,
- die standortspezifischen Daten: Lage der Flughäfen/Flugplätze, Flugverkehrsdaten,
- die Werte der virtuellen Flächen (Flächen der Strukturen, die dem Risiko eines Flugzeugabsturzes ausgesetzt sind).

Die Unfallparameter, deren Gültigkeit standortunabhängig ist, wurden anhand der neuesten verfügbaren Daten aktualisiert.

Die virtuellen Flächen hängen von den Sicherheitszielen ab, die im Hinblick auf das Risiko eines „*Flugzeugabsturzes*“ zu berücksichtigen sind; diese entsprechen der Gesamtheit der Strukturen und Ausrüstungen, die für die drei gemäß RFS I-2.a definierten Funktionen erforderlich sind. Die Liste der Sicherheitsziele sowie die zugehörigen virtuellen Flächen wurden im Rahmen des 4. RP 900 aktualisiert, um den Ergebnissen der Überprüfung des 3. RP 1300 Rechnung zu tragen.

Die Ergebnisse der Studien zum Luftfahrtrisiko werden im Abschnitt über die spezifischen Merkmale der Bauphase dargestellt, da sie standortabhängig sind.

Die Änderungen der Anforderungen hinsichtlich des allgemeinen Angriffsszenarios (vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1) haben keine Auswirkungen auf dieses Thema:

- Es ist keine aktive Ausrüstung erforderlich, um die Beherrschung des Luftrisikos zu gewährleisten,
- es sind keine Maßnahmen seitens des Betreibers erforderlich, um die Beherrschung des Flugrisikos zu gewährleisten.

Ergänzend zu dem oben beschriebenen probabilistischen Ansatz hat EDF für alle Blöcke der CPY-Generation nachgewiesen, dass der Absturz eines für die allgemeine Luftfahrt repräsentativen Luftfahrzeugs auf die am stärksten exponierte Seite des Brennelementgebäudes weder das Risiko einer mechanischen Beschädigung der Brennelemente noch einen Verlust des Wasserbestands im Lagerbecken mit sich bringt.

❖ **Fazit**

Die im Rahmen des 4. RP 900 durchgeführten Studien zielen darauf ab, die Akzeptanz des mit dem Flugverkehr verbundenen Risikos unter Berücksichtigung der aktuellsten Unfallstatistiken nachzuweisen.

Die im Rahmen des 4. RP 900 für das Kernkraftwerk Blayais durchgeführte Bewertung der durch den Flugverkehr verursachten Risiken ermöglicht es, die Angemessenheit der aktuellen Schutzmaßnahmen zu begründen und die Einhaltung der Anforderungen der RFS I-2.a zu überprüfen.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Die Ergebnisse der Studie zeigen, dass die Wahrscheinlichkeit einer inakzeptablen Freisetzung radioaktiver Stoffe am Rand des Kernkraftwerks Blayais aufgrund des Flugverkehrs

- weniger als 10^{-6} pro Jahr und Reaktor für jede der drei Funktionen (Reaktorabschaltung und Aufrechterhaltung des kalten Stillstands, Lagerung abgebrannter Brennelemente, Aufbereitung radioaktiver Abfälle),
- weniger als 10^{-7} pro Jahr und Reaktor für jede der drei Funktionen und pro Luftfahrtkategorie (Allgemeine Luftfahrt, kommerzielle Luftfahrt und militärische Luftfahrt).

Diese Ergebnisse stehen im Einklang mit den in der RFS I-2.a definierten Richtwerten.

Zusammenfassung des Zustands des Reaktorblocks

Es gibt keine Änderungen zu diesem Thema beim Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais.

2.2.1.17 Ergänzende Untersuchungen

Allgemeiner Teil – Lagerbereich

➢ **Strahlungsbezogene Folgen von Beschädigungen**

❖ **Hintergrund und Gegenstand der Studien**

Die Bewertung der radiologischen Folgen von Störfällen ist ein wesentlicher Bestandteil des Sicherheitsnachweises: Sie ermöglicht es, die Eignung der Anlage zur Erfüllung ihrer Funktion der Eindämmung radioaktiver Stoffe nachzuweisen.

Ziel dieses Vorgehens ist es, die Akzeptanz der radiologischen Folgen von Störfällen internen oder externen Ursprungs zu überprüfen – ergänzend zur Untersuchung des Störfalls selbst und zur Untersuchung der radiologischen Folgen der im Sicherheitsnachweis berücksichtigten Auslegungsunfälle.

Er besteht darin, unter den Szenarien interner oder externer Einwirkungen, die radiologische Folgen nach sich ziehen können, Szenarien mit Einwirkungen auf die Hülle zu identifizieren und anschließend die Akzeptanz ihrer radiologischen Folgen im Hinblick auf die Dosisgrenzwerte zu überprüfen, die mit den Auslegungsbetriebsbedingungen verbunden sind, welche den äquivalenten Eintrittswahrscheinlichkeiten entsprechen.

❖ **Zusammenfassung der Studien**

Die für das 3. RP 1300 angewandte Methodik wird für das 4. RP 900 fortgeführt. Die wichtigsten Schritte der Methodik werden in den folgenden Abschnitten zusammengefasst.

- Identifizierung der Hüllszenarien:

Die für die Identifizierung der Szenarien zur Mobilisierung der Quellterme geltenden Regeln und Untersuchungsannahmen entsprechen den in den Referenzdokumenten zu Einwirkungen definierten Regeln zur Untersuchung von Einwirkungen.

Angesichts der großen Anzahl von Situationen, die Gegenstand einer Überprüfung sein können (Blockkonfigurationen, Ausgangszustände, Einwirkungsarten, Standorte …), und um eine zufriedenstellende Überprüfung durchzuführen, bevorzugt die Methode einen Nachweis auf der Grundlage einer begrenzten Anzahl ausgewählter Szenarien, die aufgrund ihres Rahmencharakters herangezogen werden.

Diese Szenarien können direkt aus den Belastungsstudien stammen oder als „Entkopplungsszenarien“ ausgewählt werden, um die Analyse zu vereinfachen (Szenarien, die einerseits von den Belastungsstudien und andererseits von den daraus resultierenden thermohydraulischen Situationen und Funktionsabläufen entkoppelt sind).

Mit Hilfe der Überprüfungsmethode lassen sich Einwirkungen ausschließen, bei denen aufgrund der bei der Auslegung der Gebäude und/oder Systeme getroffenen Maßnahmen (einschließlich probabilistischer Kriterien unter Anwendung der Grundlegenden Sicherheitsregeln) kein Risiko radiologischer Folgen besteht.

- Bewertung der radiologischen Folgen der Szenarien:

Die Methode zur Überprüfung der radiologischen Folgen der Hüllszenarien stützt sich auf folgende Grundsätze:

- Die Methode bevorzugt qualitative Argumente oder bereits vorliegende Berechnungen; spezielle Berechnungen werden nur dann herangezogen, wenn dies erforderlich ist;
- spezielle Berechnungen können auf der Grundlage realistischer Annahmen in Betracht gezogen werden, die gleichzeitig angemessen konservativ und mit den Regeln zur Analyse von Einwirkungen vereinbar sind.

- Beurteilung der Eintrittswahrscheinlichkeit der Szenarien:

Die Bewertung der Eintrittswahrscheinlichkeit der Hüllszenarien kann auf qualitativen oder quantitativen Ansätzen beruhen. Ist eine Bewertung der Eintrittswahrscheinlichkeit unter Berücksichtigung des aktuellen Wissensstands nicht möglich, zieht EDF eine Einordnung dieser Eintrittswahrscheinlichkeit vor und vergleicht die Ergebnisse der Hüllszenarien unter strengerer Bewertung mit den Dosisgrenzwerten der Kategorie, die der höchsten Eintrittswahrscheinlichkeit innerhalb des Einordnungsrahmens entspricht.

Wenn ein Hüllszenario ausreichend geringe radiologische Folgen aufweist, ist die Bestimmung seiner Eintrittswahrscheinlichkeit nicht mehr von Bedeutung. In der Praxis hat EDF einen Dosiswert festgelegt, unterhalb dessen die Eintrittswahrscheinlichkeit der Einfallszenarien nicht untersucht wird. Dieser Dosiswert wurde auf den Entkopplungswert von 0,5 mSv festgelegt, was der Hälfte des jährlichen Grenzwerts für die effektive Dosis bei der Exposition der Bevölkerung gegenüber ionisierender Strahlung entspricht (Artikel R1333-11 des Gesetzes über das öffentliche Gesundheitswesen).

- Vergleich der radiologischen Folgen mit den Grenzwerten:

Sobald die Wahrscheinlichkeit des Szenarios eingegrenzt wurde, kann der Vergleich der radiologischen Folgen in Form eines Hüllkurvenansatzes mit den Dosisgrenzwerten der Kategorie durchgeführt werden, die dem

oberen Grenze der Einordnung (die den strengsten Dosisgrenzwerten entspricht). Die ausgewählten Hüllszenarien beziehen sich auf folgende Einwirkungen:

- Durch starken Wind verursachte herumfliegende Gegenstände;
- Erdbeben;
- Rohrleitungsausfälle und interne Überflutung;
- Brand.

Ein Rahmen-Szenario für die Einwirkungsart „Interne Explosion“ wird ebenfalls im Hinblick auf die Robustheit definiert.

Die folgenden Einwirkungsarten werden durch die Anwendung der entsprechenden Grundlegenden Sicherheitsregeln berücksichtigt:

- Risiken im Zusammenhang mit dem industriellen Umfeld und den Verkehrswegen – Explosionen außerhalb des Standorts;
- Risiken im Zusammenhang mit Flugzeugabstürzen.

Durch Anwendung der Grundlegenden Sicherheitsregeln wird für diese Einwirkungen überprüft, dass die Wahrscheinlichkeit einer inakzeptablen Freisetzung radioaktiver Stoffe an der Standortgrenze unter 10^{-6} pro Jahr und Reaktor liegt.

Bestimmte Einwirkungen, die zu Szenarien mit dem Einsatz von Strahlenquellen sehr geringer Aktivität führen können oder hinsichtlich der Freisetzungen durch andere Szenarien abgedeckt sind, waren nicht Gegenstand einer speziellen Bewertung der radiologischen Folgen.

Schließlich können bestimmte Störfälle keine Szenarien hervorrufen, die zu radiologischen Folgen führen.

Die Ergebnisse dieser Studien haben die Akzeptanz der radiologischen Folgen aller ausgewählten Szenarien aufgrund ihres Umfassungscharakters nachgewiesen.

❖ **Schlussfolgerung**

Die Überprüfung der Akzeptanz der radiologischen Folgen von Störfällen internen oder externen Ursprungs erfolgte gemäß der für das 3. RP 1300 angewandten Methodik. Die Schlussfolgerungen der Studien belegen die Akzeptanz der radiologischen Folgen der Störfälle im Hinblick auf die für das 4. RP 900 angestrebten Ziele.

➢ **<u>Zugänglichkeit der Räumlichkeiten zur Durchführung von Maßnahmen im Falle eines Angriffs</u>**

Die Zugänglichkeitsanalyse dient dazu, sicherzustellen, dass die Störfälle keine Veränderungen der Umgebungsbedingungen hervorrufen, die die Durchführung der vor Ort erforderlichen Maßnahmen zur Bewältigung eines Störfalls beeinträchtigen könnten. Die Maßnahmen, deren Durchführung kurzfristig erforderlich ist, werden analysiert, um die Einhaltung der Sicherheitsziele der Störfallszenarien zu gewährleisten.

In einer Angriffssituation sind die Umgebungsbedingungen, die sich ungewöhnlich verändern können, vielfältiger Natur und spezifisch für jeden der betrachteten Angriffe.

Der Ansatz zur Zugänglichkeit der Räumlichkeiten in Angriffssituationen besteht darin, diejenigen zu ermitteln, die anhand der folgenden Kriterien eine nachweisliche Herausforderung darstellen:

- Notwendigkeit, Maßnahmen vor Ort durchzuführen, um den Angriff selbst oder dessen funktionale Folgen zu bewältigen,
- sowie das Vorliegen von Umgebungsbedingungen, die durch den Angriff verursacht werden und die Räumlichkeiten, in denen Maßnahmen erforderlich sind, unzugänglich machen können (z. B. Rauch und Feuer bei einem Brandangriff oder Wind und Geschosse bei einem PGGV-Angriff).

Die folgenden Gefahrenlagen wurden anhand dieser Kriterien überprüft:

- Innenüberflutung und Rohrleitungsausfälle,
- Erdbeben,
- Brand,
- externe Überschwemmung,
- extreme Kälte,
- Hitzewelle,
- PGGV.

Nach Abschluss aller im Rahmen des 4. RP 900 auf der CPY-Stufe durchgeführten Überprüfungen stellen die Umgebungsbedingungen in den Räumlichkeiten, in denen Maßnahmen zur Bewältigung von Störfällen erforderlich wären, die Fähigkeit der Einsatzkräfte nicht in Frage, die erforderlichen Maßnahmen in diesen Räumlichkeiten über den erforderlichen Zeitraum hinweg durchzuführen.

Ergänzend dazu hat EDF in Anwendung der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [FOH-B] die tatsächliche Fähigkeit der Einsatzkräfte vor Ort überprüft, die Räumlichkeiten zu betreten und dort die im Nachweis der nuklearen Sicherheit im Falle eines Angriffs erforderlichen Maßnahmen durchzuführen (z. B. Zugänglichkeit der Kontroll- und Steuerungselemente, Fähigkeit zur Durchführung der Maßnahmen beim Tragen von persönlicher Schutzausrüstung, Verfügbarkeit der Werkzeuge, für den Zugang erforderliche Zeit). Die von EDF im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung der Reaktoren der 900-MWe-Klasse vorgesehenen Maßnahmen lauten wie folgt:

- Betriebsanpassung, um den Einsatz von Selbstüberwachungszellen zu ermöglichen, mit denen die RCV-RIS-Ventile im Falle eines APRP4 vom BL aus betätigt werden können. Geplante Änderung in Phase B;
- Umsetzung des Leitfadens zum Strahlenschutz bei radiologischen Notfällen spätestens in Phase B „Ergänzungen“;
- Bereitstellung der Liste der Räume, die Umwälzkreisläufe (Unfälle ohne und mit Kernschmelze) und/oder Durchführungen durch den Sicherheitsbehälter enthalten, an den Betreiber spätestens in Phase B „Ergänzungen“;
- Aktualisierung der Sonderregelung für das Verhalten bei extremen Wetterereignissen, um im Falle einer Vorwarnung vor starkem Wind die vorzeitige Vorbereitung der Nachfüllung der ASG-Plane durch SER zu veranlassen. Die Aktualisierung ist in Phase B „Ergänzungen“ vorgesehen.

Darüber hinaus wird derzeit auf der CPY-Ebene eine Lösung entwickelt, um zu vermeiden, dass in einer H3-Situation im API-Zustand NSO der Zugang zum Inneren des BR erforderlich wird. EDF hat sich zum Ziel gesetzt, diese Lösung in Phase B „Ergänzungen“ umzusetzen.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Blayais weist hinsichtlich des Betriebszustands keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Es gibt keine Änderungen zu diesem Thema beim Block 3 des Kernkraftwerks Blayais.

2.2.2 Anstreben eines Kernschmelzrisikos, das Einwirkungen von etwa 10^{-6} pro Jahr einbezieht. Reaktor

Allgemeiner Teil „Palier“

In Übereinstimmung mit Artikel 3.3 des geänderten Erlasses vom 7. Februar 2012 werden die probabilistischen Sicherheitsstudien (EPS) der Stufen 1 und 2 von EDF im Rahmen der Überprüfungen ergänzend zu den deterministischen Analysen herangezogen, um das Risiko einer Kernschmelze und das Risiko radioaktiver Freisetzungen zu bewerten und so das Sicherheitsniveau der Anlagen einzuschätzen. Nach den internen Ereignissen wird der von den EPS abgedeckte Bereich schrittweise auf interne und externe Einwirkungen ausgeweitet.

Für jeden Standort der CPY-Generationsstufe wurde eine „Screening“-Analyse aller Einwirkungen durchgeführt, um auf der Grundlage expliziter Kriterien die Standorte und Einwirkungen zu ermitteln, für die eine probabilistische Analyse geeignet sein könnte. Diese Analyse zur Auswahl externer Einwirkungen, die für eine probabilistische Bewertung der radiologischen Risiken in Frage kommen, wird nach einer Methodik durchgeführt, die dem internationalen Stand der Technik entspricht. Diese Methodik identifiziert etwa fünfzig plausible Phänomene, die für jeden der in Betrieb befindlichen Standorte des Parks bewertet werden müssen, und legt verschiedene qualitative und quantitative Kriterien fest, anhand derer die Einwirkungen ausgewählt werden können, für die eine probabilistische Analyse erforderlich sein könnte.

So werden unter den im Anschluss an diese Screening-Analyse ausgewählten Einwirkungen die Relevanz und die Priorisierung der probabilistischen Analysen insbesondere auf der Grundlage folgender Elemente bewertet:

- dem Stand des Wissens über die Charakterisierung (Intensität, Dauer, Häufigkeit…) der betrachteten externen Phänomene,
- der aktuelle Wissensstand hinsichtlich der Charakterisierung der Folgen für die Anlage,
- die mit den Einwirkungen verbundenen Risiken in Abhängigkeit von deren Häufigkeit und potenziellen Folgen,
- die bis zum Ablauf des 4. RP 900 geplanten Anlagen- und Betriebsänderungen, insbesondere die Änderungen nach dem Unfall von Fukushima.

Die Beanspruchungen, die im Anschluss an die Screening-Analyse berücksichtigt wurden, für die jedoch die Entwicklung probabilistischer Analysen im Rahmen des 4. RP 900 als nicht relevant erachtet wird, sind zudem Gegenstand einer Begründung, die sicherstellt, dass das damit verbundene Risikoniveau im Hinblick auf die Auslegung des Kraftwerks akzeptabel ist.

Für alle Standorte der CPY-Generation lauten die Schlussfolgerungen der Screening-Analyse wie folgt:

- Die Einwirkungsfaktoren „externe Überschwemmung“ und „Erdbeben“ kommen für eine probabilistische Analyse in Frage.
- Die bestehenden Studien zum Sicherheitsnachweis bezüglich Flugzeugabsturz und Luftdruckwelle stellen probabilistische Referenzanalysen dar (Anwendung der RFS).
- Hinsichtlich des Risikos eines Meteoriteneinschlags und des damit verbundenen Tsunami-Risikos wird die Entwicklung einer probabilistischen Analyse angesichts des Restrisikos als nicht relevant erachtet.
- Hinsichtlich des erdbebenbedingten Einsturzes von Bauwerken wurde ein vereinfachter und konservativer Ansatz mittels des EPS Séisme entwickelt.
- Was die „Grands Chauds“ betrifft, wurde die Entwicklung einer probabilistischen Analyse zusätzlich zum deterministischen Ansatz für das 4. RP 900 nicht berücksichtigt, da die Auslegungsspielräume, die Vorhersehbarkeit der Einwirkung und deren ausreichend langsame Kinetik die Einrichtung zusätzlicher Resilienzmaßnahmen ermöglichen.
- Was Extremwinde und Tornados betrifft, wurde die Entwicklung einer probabilistischen Analyse nicht berücksichtigt, da ein Schutz vor durch starke Winde erzeugten Projektilen (PGGV) sowie die Umsetzung von Schutzmaßnahmen gegen „Noyau Dur“-Tornados gegeben ist, die die Anlage vor

höchst unwahrscheinliche Belastungsstufen (vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7).

Schließlich hat EDF im Rahmen des 4. RP 900 eine probabilistische Analyse des Risikos durchgeführt, das mit einer Überschwemmung infolge eines Rohrbruchs im CRF-Kühlwasserkreislauf im Maschinenraum verbunden ist. Die Erkenntnisse aus dieser Analyse werden im Abschnitt über die blockbezogenen Studien vorgestellt, da sie standortabhängig sind.

Das Ziel des probabilistischen Ansatzes besteht darin, die Robustheit der Anlage gegenüber den betrachteten Einwirkungen zu überprüfen, indem die Wahrscheinlichkeit der damit verbundenen Risiken bewertet wird. Dieser Ansatz ermöglicht es, Erkenntnisse zu gewinnen, die die aus dem deterministischen Ansatz gewonnenen ergänzen.

Im Rahmen des 4. RP 900 hat EDF die folgenden probabilistischen Studien durchgeführt (siehe die folgenden Absätze):

- EPS Brand,
- EPS Interne Explosion,
- EPS „Interne Überschwemmung“,
- EPS „Externe Überschwemmung“,
- EPS Erdbeben.

Anmerkung: Dieser Absatz befasst sich ausschließlich mit den Störfällen der Stufe 1 im Zusammenhang mit dem Reaktorgebäude. Die Störfälle der Stufe 2 werden in Abschnitt 4 – Unfälle mit Kernschmelze behandelt. Die Störfälle im Zusammenhang mit der Untersuchung der Freilegung von Brennelementen im Brennelementbecken werden in Abschnitt 3 – Brennelementbecken behandelt.

2.2.2.1 EPS Brand

Im Rahmen des 4. RP 900 führt EDF Brand-EPS der Stufe 1 durch, um die Risiken einer Kernschmelze infolge eines Brandes zu bewerten.

❖ **Methodik**

Die für die Brand-EPS der CPY-Stufe gewählte Methodik orientiert sich an den internationalen Referenzpraktiken und dem Stand der Technik (NUREG CR-6850) und gliedert sich in mehrere aufeinanderfolgende Phasen, die es ermöglichen, die detaillierten Analysen auf die sensibelsten Brandvolumina zu konzentrieren. Sie steht im Einklang mit der für das 3. RP 1300 gewählten und angewandten Methodik.

➢ **Unterteilung in Brandabschnitte und Untersuchungsbereich (Phase 0)**

Das Kernkraftwerk Tricastin, insbesondere die beiden Blöcke 1 und 2, wurde als repräsentativer Referenzstandort der CPY-Stufe für die Brandschutz-EPS-Studie ausgewählt.

Die CPY-Brand-EPS ermöglicht:

- die Bewertung des Kernschmelzrisikos (RFC) infolge eines Brandes (auf der Grundlage eines sogenannten „BR-Modell“ genannten *Modells*) für Reaktorzustände im Leistungsbetrieb oder im Abschaltzustand (EPS der Stufe 1),
- die Bewertung des Risikos einer Freilegung des im Abklingbecken gelagerten Brennstoffs (auf der Grundlage eines sogenannten „BK-Modells“) für den Reaktorbetrieb oder den Stillstand (EPS der Stufe 1) im Falle eines Brandes im Brennstoffgebäude (BK). Die Ergebnisse dieser EPS werden in Abschnitt 3 vorgestellt,
- das Risiko von Freisetzungen in die Atmosphäre im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze infolge eines Brandes zu bewerten (EPS der Stufe 2). Die Ergebnisse dieser EPS werden in Abschnitt 4 – Unfälle mit Kernschmelze – dargestellt.

Der Untersuchungsumfang umfasst den Kernkraftwerksbereich und den konventionellen Bereich der Blöcke 1 und 2 des Kernkraftwerks Tricastin.

➢ **Qualitative Auswahl der Brandvolumina (Phase 1)**

Die funktionalen Auswirkungen eines Brandszenarios auf den untersuchten Block werden ermittelt, indem potenziell ausgelöste Brandauslöser sowie die durch den Brandausfall unbrauchbar gewordenen Anlagen identifiziert werden.

Die erste Phase besteht in der Durchführung einer Funktionsanalyse aller Anlagen und ihrer unterstützenden Funktionen (Elektrik, Belüftung usw.), deren Ausfall durch einen Brand entweder zu einem auslösenden Ereignis oder zum Versagen einer Schutzmaßnahme des EPS-Modells für interne Ereignisse der Stufe 1 führen (oder dazu beitragen) kann. Nach Abschluss dieser Phase werden für die weitere Untersuchung nur noch jene Brandvolumina berücksichtigt, in denen das Auftreten eines Brandes wahrscheinlich zu einem ungewollten Transienten führen kann.

➢ **Quantitative Auswahl der Brandvolumina (Phase 2)**

Ziel der zweiten Phase ist es, eine erste Abschätzung des Kernschmelzrisikos vorzunehmen und die maßgeblichen Brandvolumina zu identifizieren, die einer eingehenden Analyse bedürfen.

Zu diesem Zweck wird für jeden der aus Phase 1 stammenden Brandbereiche eine pauschale Quantifizierung des durch einen Brand verursachten Kernschmelzrisikos vorgenommen. Dabei wird in dieser Phase konservativ davon ausgegangen, dass unabhängig davon, wo in einem Brandbereich der Brand ausbricht, alle darin befindlichen Anlagen systematisch durch den Brand zerstört werden.

Die Brandausbruchswahrscheinlichkeit des Brandbereichs wird aus der Summe der individuellen Brandausbruchswahrscheinlichkeiten aller im Brandbereich vorhandenen „Brandausbruchsquellen“ berechnet.

Am Ende dieser Phase wird jedes Brandszenario, das einen Brandauslöser hervorruft, konservativ modelliert, und die damit verbundenen transienten Vorgänge werden bewertet, um das Risiko einer Kernschmelze infolge eines Brandes abzuschätzen. Nach Abschluss dieser konservativen Quantifizierung werden für eine realistischere Quantifizierung der Brandszenarien nur die Brandvolumina berücksichtigt, die ein überwiegenendes Risiko darstellen. Die Risikobewertung der Phase 2 für die Brandvolumina, die nicht für Phase 3 ausgewählt wurden, wird bei der Berechnung des Gesamtrisikos berücksichtigt.

➢ **Detaillierte Analyse der Brandszenarien (Phase 3)**

Ziel dieser Phase ist es, die Quantifizierung des durch einen Brand verursachten Kernschmelzrisikos für die in Phase 2 als vorrangig ausgewählten Brandvolumina zu verfeinern, indem die Art der Brandausbruchsquellen, die physikalische Ausbreitung des Brandes sowie die (automatischen und manuellen) Brandmelde- und Löschvorrichtungen charakterisiert werden.

Auf der Grundlage physikalischer Studien zur Brandausbreitung wird eine realistische Bewertung des Brandszenarios durchgeführt, um für jede Brandursache (materieller und menschlicher Ursprungs) die Ausfallzeit jedes potenziell betroffenen Ziels zu ermitteln.

Im Anschluss an diese Phase wird jedes Brandszenario, das ein in Phase 2 festgelegtes Feuervolumen beinhaltet und einen Zündimpuls auslöst, realistisch modelliert, und die damit verbundenen transienten Vorgänge werden bewertet, um das Risiko einer Kernschmelze infolge eines Brandes abzuschätzen. Die Bewertung des durch einen Brand im Kontrollraum verursachten Risikos wird ebenfalls in dieser Phase der Studie behandelt.

Die Analyse wird durch Szenarien mit mehreren Brandräumen ergänzt, die die Ausfallwahrscheinlichkeit der Brandabschnittsbildung (Brandschutzklappen und -türen) zwischen zwei benachbarten Brandräumen des Elektrikgebäudes berücksichtigen.

Das mit dem Brandschutzkonzept verbundene Gesamt-Kernschmelzrisiko (RFC) ergibt sich dann aus der Summe der in Phase 2 quantifizierten, konservativ geschätzten RFC-Werte für die Brandabschnitte und der realistischeren RFC-Werte der in Phase 3 quantifizierten Brandabschnitte.

➢ **Sensitivitäts- und Unsicherheitsanalyse, Zusammenfassung der Ergebnisse (Phase 4)**

Diese letzte Phase der Brand-EPS umfasst:

- die Unsicherheiten zu identifizieren, die die Messungen der Beiträge zum Brandrisiko beeinflussen;
- die Auswirkungen dieser Unsicherheiten auf die Quantifizierung der Risikobeiträge zu bewerten und zu analysieren.

❖ **Erkenntnisse aus den Studien**

Die Brandrisikobewertung (EPS) zeigt den maßgeblichen Beitrag des Elektrikgebäudes zum Risiko einer Kernschmelze infolge eines Brandes auf, wenn der Reaktor in Betrieb ist. Tatsächlich könnte ein Brand im Elektrikgebäude in bestimmten Situationen zum Ausfall des Stromkreises A und der externen Stromversorgungen führen. Die Redundanz der Stromkreise und ihrer internen Stromversorgungen (Dieselgeneratoren), der Schutz von Kabelabschnitten (PNPE1258 und PNPE1277) sowie die Umsetzung der im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung der Reaktorklasse eingeführten „Hard Core“-Maßnahmen ermöglichen es jedoch, dieses Risiko zu verringern.

Die durch die Brand-EPS 900 hervorgehobene Gruppe der vorherrschenden Szenarien entspricht einem Brandausbruch, der die Steuerung der Druckausgleichsventile (SDP) angreift und ein unbeabsichtigtes Öffnen der SEBIM-Ventiltandems zur Folge hat. Eine im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung 900 umgesetzte technische Änderung ermöglicht es, diesem Risiko eines unbeabsichtigten Öffnens der SDP infolge eines Brandes im nicht angeschlossenen RRA-Zustand (PNPE1216) entgegenzuwirken.

Darüber hinaus waren die brandgefährdeten Bereiche des Elektroraums Gegenstand eines Schreibens der Geschäftsleitung an die Leiter der Kernkraftwerke. In diesem Schreiben wird darum gebeten, den mit diesen Räumlichkeiten verbundenen Sicherheitsaspekten besondere Aufmerksamkeit zu widmen.

Die mehrraumige Brandschutzsimulation hat die Bedeutung der Brandabschnittsbildung und der Brandmeldeanlagen für die Brandbekämpfung und die Eindämmung der Brandausbreitung deutlich gemacht.

Das für diesen Störfall geschätzte Risiko einer Kernschmelze liegt in der Größenordnung von einigen 10^{-6} pro Jahr und Reaktor.

❖ **Antwort auf die Vorschrift [AGR-E-I]**

EDF hat geeignete Betriebsvorschriften festgelegt und umgesetzt, die Maßnahmen zur Begrenzung der Brandlast sowie zur Kontrolle von Arbeiten, die einen Brand auslösen könnten, in den folgenden Räumlichkeiten vorsehen:

- Räumlichkeiten, in denen ein Brand erheblich zum Risiko einer Kernschmelze oder der Freilegung von Brennelementen im Brennelementlagerbecken beiträgt;
- Räumlichkeiten, deren Brandabschnittsbildung durch mindestens eine Tür gewährleistet ist, deren geöffneter Zustand im Brandfall zu einer erheblichen Erhöhung des Risikos einer Kernschmelze oder zum Ausfall der redundanten Wasserzufuhr- oder Kühlsysteme des Brennelementlagerbeckens führt.

2.2.2.2 EPS Interne Explosion

EDF hat eine probabilistische Analyse des Risikos einer internen Explosion durchgeführt, die auf der Bewertung der Häufigkeit der Bildung einer explosionsfähigen Atmosphäre (ATEX) infolge eines Lecks an den demontierbaren Verbindungsstellen in den Wasserstoffkreisläufen der Anlage basiert. Diese Analyse wird durch eine Bewertung der Folgen der Explosion für die Anlage ergänzt.

❖ **Methodik**

Der von EDF umgesetzte Ansatz ist innovativ, da es auf internationaler Ebene bisher keine probabilistische Analyse zum Risiko einer internen Explosion und keinen detaillierten methodischen Leitfaden gibt.

Die Analyse umfasst alle Bereiche, in denen aufgrund einer Wasserstofffreisetzung die Gefahr der Bildung einer explosionsfähigen Atmosphäre besteht, deren Explosion Auswirkungen auf die Sicherheit der Anlage haben kann.

Es handelt sich dabei um folgende Bereiche:

- die Räume von BAN und BW, in denen sich Wasserstoffkreisläufe mit demontierbaren Bauteilen (Ventile, Klappen, Mannlöcher, Messgeräte usw.) befinden,
- die Räume, in denen wasserstofferzeugende Prozesse stattfinden (Batterieräume),
- der Maschinenraum.

Die entwickelte Methodik ermöglicht es, im Einklang mit dem zeitlichen Ablauf des Störfalls die Häufigkeit der Bildung einer explosionsfähigen Atmosphäre (ATEX) und deren Zündwahrscheinlichkeit zu bewerten und daraus anhand der Analyse der Folgen für die Anlage das Risiko einer dadurch verursachten Kernschmelze abzuleiten.

➢ **Bewertung der Häufigkeit der Bildung einer explosionsfähigen Atmosphäre (ATEX)**

Für jeden Raum basiert die Bewertung der Häufigkeit der Entstehung einer ATEX auf der Identifizierung von Szenarien, die zu einer Wasserstoffkonzentration führen können, die über der unteren Explosionsgrenze (festgelegt auf 4 % Wasserstoff) liegt, unter Berücksichtigung:

- Ereignisse wie menschliches Versagen oder Materialfehler, die zur Bildung einer ATEX führen können,
- die vorgesehenen Maßnahmen zur Verhinderung der Entstehung einer ATEX: Belüftung, Absperrventile, Rückschlagklappen, menschliches Handeln.

➢ **Berechnung der Zündwahrscheinlichkeit dieser ATEX**

In Situationen, in denen die Verweildauer der ATEX zeitlich begrenzt ist, wird die Entzündungswahrscheinlichkeit der ATEX anhand von 3D-Ausbreitungsberechnungen der Wasserstoffwolke im Raum bewertet.

➢ **Analyse der Auswirkungen der Explosion auf die Anlagen**

Dieser Schritt stützt sich auf die vorherige Identifizierung der Räume, die potenziell vom durch die Explosion verursachten Überdruck betroffen sind, wobei die vereinfachte und sehr konservative Annahme getroffen wird, dass die gesamte in diesen Räumen befindliche Ausrüstung verloren geht. Eine Funktionsanalyse ermöglicht es anschließend, eine Verbindung zwischen der vermeintlich verlorenen Ausrüstung und

- den durch diese Verluste ausgelösten Unfallszenarien (sogenannte induzierte Auslöser),
- den durch die Explosion außer Betrieb gesetzten Sicherheitssystemen.

Schließlich werden die Maßnahmen des Bedienpersonals nach dem Unfall (z. B. Maßnahmen vor Ort) analysiert und ihre Ausfallwahrscheinlichkeit unter Berücksichtigung der durch die Explosion verschlechterten Rahmenbedingungen streng bewertet. Für jeden Raum, in dem es zu einem ATEX-Ereignis kommen kann, wird dann das von der Explosion bedingte Risiko einer Kernschmelze bestimmt, wobei für jeden Zustand des Reaktorkessels das durch die Explosion ausgelöste Szenario berücksichtigt wird, das zur höchsten Häufigkeit einer Kernschmelze führt.

➢ **Gesamtberechnung des Kernschmelzrisikos**

Die Gesamtbewertung des Risikos für alle Räume der Anlage erfolgt durch Summierung der Beiträge zum Kernschmelzrisiko aller für jeden Raum berücksichtigten Szenarien. Auf diese Weise lässt sich das durch die Einwirkung einer internen Explosion verursachte Gesamtkernschmelzrisiko bewerten.

➢ **Risikoproportionaler Ansatz**

Gemäß den behördlichen Vorgaben (Artikel 1.1 des geänderten Erlasses vom 7. Februar 2012) wurde ein risikoproportionaler Ansatz umgesetzt. Folglich wird die vollständige oder teilweise Anwendung dieses Ansatzes je nach Fall angepasst. So wird für den Maschinenraum die Explosionswahrscheinlichkeit direkt anhand der Erfahrungswerte bewertet. Für Räume mit Batterien wird keine Entzündungswahrscheinlichkeit gemäß ATEX bewertet: Jedes ATEX-Szenario wird konservativ mit einer sicheren Explosion gleichgesetzt.

❖ **Erkenntnisse aus den Studien**

Die erzielten Ergebnisse zeigen, dass das Risiko einer internen Explosion unter Kontrolle ist; das Risiko einer Kernschmelze liegt in der Größenordnung von einigen 10^{-6} pro Jahr und Reaktor.

Angesichts des Risikos, das von den im BL befindlichen Batterieräumen ausgeht, wurde beschlossen, eine Änderung umzusetzen, um die Ansammlung von Wasserstoff in den Batterieräumen zu verhindern (PNPE1330). Insbesondere für den Raum L311 ist die Installation eines passiven autokatalytischen Rekombinators (RAP) vorgesehen.

2.2.2.3 EPS für interne Überflutung

Im Rahmen des 4. RP 900 hat EDF eine interne Überschwemmungsstudie der Stufe 1 in Übereinstimmung mit internationalen Praktiken durchgeführt.

❖ **Methodik**

Der für die EPS „Interne Überflutung“ der CPY-Stufe gewählte Ansatz basiert auf den Empfehlungen des EPRI-Leitfadens 1019194 „Guidelines for Performance of Internal Flooding Probabilistic Risk Assessment“ vom Dezember 2009. Diese Methodik steht im Einklang mit der internationalen Praxis. Sie gliedert sich in zwei Phasen:

➢ **Qualitative Bewertung (Phase 1)**

Zunächst wird das Kernkraftwerk Tricastin als repräsentativer Referenzstandort der CPY-Stufe für die Untersuchung der internen Überflutung ausgewählt. Konkret wird Block 1 für die Bewertung herangezogen. Interne Überflutungszonen (ZII) werden entsprechend den Schnittstellen zwischen den Räumlichkeiten definiert. Jede interne Überschwemmungszone ist durch physische Barrieren, die die Ausbreitung des Wassers begrenzen, von ihren Nachbarzonen getrennt. Innerhalb dieser Zonen werden die verschiedenen potenziellen Überschwemmungsquellen, die betroffenen Anlagen sowie die verschiedenen Wege der Ausbreitung der Überschwemmung außerhalb dieser Zone erfasst. Zur Ergänzung der zuvor gesammelten Informationen wird zudem eine detaillierte Inspektion vor Ort durchgeführt.

Am Ende dieser Phase erfolgt schließlich eine qualitative Auswahl der Zonen und Quellen für interne Überschwemmungen, um diejenigen Quellen aus dem Untersuchungsumfang auszuschließen, die keinen Einfluss auf die Sicherheit des Reaktorblocks haben.

➢ **Quantitative Bewertung (Phase 2)**

In dieser Phase werden die Szenarien für eine interne Überflutung anhand des betroffenen Bereichs, der Quelle und der Überflutungsmenge charakterisiert.

Die funktionalen Auswirkungen eines Überflutungsszenarios auf den untersuchten Reaktorblock werden ermittelt, indem potenziell ausgelöste Auslöser sowie die durch die Überflutung außer Betrieb gesetzten Anlagen identifiziert werden. Zu diesem Zweck ermöglichen Massenbilanzberechnungen zwischen dem in einen Bereich einströmenden Durchfluss und den Abflussmengen in andere Bereiche die Ermittlung der durch die Überflutung erreichten Wasserhöhe und damit der betroffenen Anlagenkomponenten.

Anschließend werden die Hochwasserhäufigkeiten für jedes zuvor charakterisierte Szenario berechnet, wobei einerseits das Auftreten von Dammbrüchen und andererseits vorunfallbedingte menschliches Versagen (Wartung, Fehler bei der Leitungsführung) als potenzielle Ursachen für ein internes Hochwasser berücksichtigt werden.

Die Einbeziehung des Verhaltens nach einem Unfall wird ebenfalls berücksichtigt, sofern erforderlich. Darüber hinaus können menschliche Maßnahmen zur Eindämmung der Überschwemmung von Fall zu Fall berücksichtigt werden, sofern dies relevant ist.

Am Ende dieser Phase wird jedes interne Hochwasserszenario, das einen Auslöser hervorruft, modelliert, und die damit verbundenen transienten Vorgänge werden bewertet, um das Risiko einer Kernschmelze infolge eines internen Hochwassers abzuschätzen.

❖ **Erkenntnisse aus den Studien**

Die interne Hochwasser-Sicherheitsüberprüfung (EPS) verdeutlicht den maßgeblichen Beitrag des Elektrikgebäudes zum Risiko einer Kernschmelze infolge eines internen Hochwassers, wenn der Reaktor in Betrieb ist. Tatsächlich könnte ein Hochwasser im Elektrikgebäude in bestimmten Situationen zum Ausfall des Stromkreises A und der externen Stromversorgungen führen. Die Redundanz der Stromversorgungswege und ihrer internen Stromversorgungen (Dieselgeneratoren) sowie die Umsetzung der im Rahmen der 4. Sicherheitsüberprüfung der 900-MWe-Generationsstufe eingeführten „Hard Core"-Maßnahmen ermöglichen eine erhebliche Verringerung dieses Risikos.

Darüber hinaus haben die Erkenntnisse aus den internen Überschwemmungs-Sicherheitsanalysen (EPS) der Baureihe CPY zur Umsetzung der Änderung „Schutz vor interner Überschwemmung der Räume des Strompfads B auf Ebene 4 des Elektrikgebäudes – Bodensiphon" (PNPE1279) geführt. Diese Änderung zielt darauf ab, eine Wasseransammlung in den Räumen des Trakts B auf Ebene 4 des Elektrikgebäudes zu verhindern, wenn die Überschwemmung aus den Räumen des Trakts A stammt. Zudem wurde die Dichtheit der Bodenöffnungen der ARE-VVP-Kammern bei einer Wasserhöhe von 50 cm überprüft; sie verhindert eine Ausbreitung in die darunterliegenden Räume, falls das Wasser aus diesen Räumen stammt.

Die Umsetzung dieser Änderung sowie die Einführung der „Noyau Dur"-Maßnahmen im Rahmen des 4. RP 900 ermöglichen eine erhebliche Verringerung des Risikos einer Kernschmelze, das sich dann auf etwa 10^{-6} pro Jahr und Reaktor beläuft.

2.2.2.4 EPS bei externer Überflutung

Die Sicherheitsmaßnahme „Externe Überflutung" wurde erstmals für die in Betrieb befindlichen Reaktoren im Rahmen des 4. RP 900 entwickelt und angewendet und stellt somit eine technische Innovation im Bereich der Sicherheitsmaßnahmen für den französischen Reaktorpark dar.

❖ **Methodik**

Die externe Überschwemmungs-Sicherheitsbewertung der CPY-Generation wird für jeden der anfälligen Blöcke durchgeführt – sofern nicht die Repräsentativität bestimmter Blöcke nachgewiesen werden kann –, und zwar für alle Gebäude und alle Betriebszustände bei im Reaktorbehälter befindlichem Brennstoff. Der für die Untersuchung des Flusshochwassers vorgesehene allgemeine Analyseansatz umfasst drei Schritte:

- Schritt 1 „*Charakterisierung des* Gefahrenereignisses" – Die Durchflussmessdaten für jedes Kernkraftwerk liegen für einen Zeitraum von etwa 100 Jahren vor. Die Repräsentativität der statistischen Hochrechnungen aus diesen Datensätzen bis hin zu Werten für ein tausendjähriges Hochwasser wird unter Berücksichtigung eines 70-prozentigen Konfidenzintervalls zur Einbeziehung der Unsicherheiten bewertet. Jenseits dieser Wiederkehrwerte sind die Unsicherheiten zu groß, um die Relevanz der extrapolierten Abflussmengen zu gewährleisten und somit ein kontinuierliches Gefahrenspektrum zu erstellen. Daher zielt diese probabilistische Analyse darauf ab, die Größenordnungen des mit dem Hochwasser verbundenen Risikos zu bestimmen, indem das Hochwasserrisiko anhand der Häufigkeiten definiert wird, die mit den für die Dimensionierung der Schutzmaßnahmen am Standort herangezogenen Hochwasserständen verbunden sind.

- Schritt 2 *„Modellierung der* Abläufe“ – Für jedes der identifizierten Hochwasserszenarien werden die Ausfälle von Anlagen analysiert, um die Auslöser – interne Ereignisse, die durch den Wassereinbruch hervorgerufen werden können – sowie die potenziellen Ausfälle der Schutzmaßnahmen zu ermitteln, die zur Bewältigung der Folgen dieser Auslöser erforderlich sind. Menschliche Präventionsmaßnahmen (Umsetzung der in den „Besonderen Verhaltensregeln“ vorgesehenen Schutzvorkehrungen) werden berücksichtigt, und die menschliche Zuverlässigkeit wird angesichts der Vorhersagbarkeit des Ereignisses mit einem Erfolgsfaktor in der Größenordnung von 1 quantifiziert. Schließlich werden auch die Maßnahmen des Betriebspersonals nach einem Unfall (z. B. Maßnahmen vor Ort) analysiert, und die Ausfallwahrscheinlichkeit wird unter Berücksichtigung der Wasserstände am Standort und der materiellen Folgen vor Ort quantifiziert.
- Schritt 3 *„Risikobewertung*“ – Anschließend wird die Größenordnung des Risikos einer Kernschmelze quantifiziert.

❖ **Erkenntnisse aus den Studien**

Die Ergebnisse der externen Überschwemmungs-Sicherheitsüberprüfung (EPS) und die sich daraus möglicherweise ergebenden Änderungen werden im Abschnitt über die blockbezogenen Studien dargestellt, da sie standortabhängig sind.

2.2.2.5 EPS Erdbeben

Im Rahmen der Fortführung des Betriebs nach 40 Jahren hat sich EDF verpflichtet, den „historischen“ Ansatzes des Sicherheitsnachweises in Bezug auf Erdbeben durch eine Robustheitsanalyse zu ergänzen, wobei insbesondere Erdbebenstärken berücksichtigt werden, die deutlich über das Auslegungsniveau hinausgehen. Diese ergänzende Bewertung der Erdbebenrobustheit erfolgt mittels probabilistischer Sicherheitsstudien (EPS) für Erdbeben, die in angepasster und schrittweiser Weise auf die gesamte CPY-Generationsstufe angewendet werden.

❖ **Methodik**

Das Programm zur Bewertung des Erdbebenrisikos der CPY-Stufe stützt sich auf einen stufenweisen Ansatz auf Ebene der gesamten Stufe, der die standardisierte Auslegung berücksichtigt und es ermöglicht, den Detaillierungsgrad der Untersuchung jedes Standorts an die Höhe des Risikos anzupassen.

- An den Standorten Tricastin und Chinon werden umfassende EPS-Erdbebenstudien gemäß internationalen Standards durchgeführt (Studie vom Typ 1), da diese Standorte als am besten geeignet für eine detaillierte probabilistische Analyse angesehen werden. Die Erkenntnisse und Erfahrungen aus diesen Studien dienen als Orientierung für die Erdbebenrisikobewertungen an den anderen Standorten der CPY-Stufe.

Der für die Erdbeben-EPS vom Typ 1 gewählte Ansatz umfasst die folgenden Hauptschritte:

a) Die Erdbebengefahrenstudie: Dabei geht es darum, für den betrachteten Standort die Häufigkeit des Auftretens von Erdbebenereignissen in Abhängigkeit von einem für ihre Intensität repräsentativen Parameter zu bestimmen (typischerweise in Abhängigkeit von der maximalen Bodenbeschleunigung, der sogenannten PGA);

b) Die System- und Funktionsanalyse: Dabei geht es darum, die Ausfälle zu identifizieren und zu modellieren, die nach einem Erdbeben eine Unfallsequenz auslösen könnten, sowie die Strukturen, Systeme und Komponenten (SSC), die zur Minderung dieser Sequenzen beitragen. Diese Analyse führt zu:

- die Erstellung der Seismic Equipment List (SEL), einer Liste der SSC, die in nicht unerheblichem Maße zum Risiko beitragen,
- einer Phase zur Auswahl der Auslöser,
- eine Phase der funktionalen Analyse der Unfallsequenzen, die zur Entwicklung des Modells „EPS Séisme“ führte.

c) Erstellung der Fragilitätskurven für die Elemente der SEL: Dabei geht es darum, für jedes in der SEL enthaltene SSC die Fragilitätskurve zu erstellen, die die bedingte Ausfallwahrscheinlichkeit in Abhängigkeit von der seismischen Bodenbeschleunigung angibt. Die seismischen Fragilitätskurven werden gemäß internationaler Praxis bewertet. Dieser Schritt stützt sich insbesondere auf eine seismische Inspektion der Elemente der SEL und eine probabilistische Bewertung der auf die SSC einwirkenden seismischen Belastung;

d) Risikobewertung: Hier geht es darum, die Ergebnisse der Erdbebengefahrenstudie, der Systemanalyse und der Funktionsanalyse sowie der Fragilitätskurven zu kombinieren, um die Häufigkeiten von Kernschmelzen, der Freilegung des Brennstoffs im Brennelementbecken und der durch ein Erdbeben verursachten Freisetzungen abzuschätzen.

- An den anderen Standorten des Palier CPY, bei denen die Abdeckung des Erdbebenrisikos durch das Risiko eines anderen Standorts nicht a priori nachgewiesen werden kann (Vorhandensein standortspezifischer Besonderheiten), werden ebenfalls Erdbeben-EPS-Studien auf der Grundlage der Elemente der Erdbeben-EPS-Studien der Standorte Tricastin und Chinon durchgeführt. Diese Erdbeben-EPS-Studien (Studien vom Typ 2) werden im Einklang mit internationalen Praktiken und mit dem gleichen Detaillierungsgrad wie eine Studie vom Typ 1 durchgeführt, wobei bei ihrer Umsetzung jedoch die Erfahrungen und Entwicklungen aus den Erdbeben-EPS-Studien für Chinon und Tricastin (Typ 1) der CPY-Stufe genutzt werden.

Für die Standorte der CPY-Stufe, für die angesichts ihrer Seismizität ein geringes Erdbebenrisiko erwartet wird, ist die Durchführung einer vollständigen Erdbeben-EPS mit einer spezifischen Identifizierung der wichtigsten Risikofaktoren im Verhältnis zu den Herausforderungen nicht gerechtfertigt. Eine vereinfachte Studie zur Bewertung eines repräsentativen Werts des Erdbebenrisikos der Anlage (Studie vom Typ 3) wird aus den Erkenntnissen der anderen Erdbeben-EPS des CPY-Ausbaustufenprojekts abgeleitet, um die Akzeptanz dieses Risikos nachzuweisen.

❖ **Erkenntnisse aus den Studien**

Die Ergebnisse der Erdbeben-Sicherheitsbewertung sowie die sich daraus möglicherweise ergebenden Änderungen werden aufgrund ihres standortabhängigen Charakters im Abschnitt über die blockbezogenen Studien dargestellt.

2.2.2.6 Gesamtzusammenfassung der EPS

Im Rahmen der vierten periodischen Überprüfung der 900-MWe-Generatorstufe hat sich EDF zum Ziel gesetzt, das Risiko einer Kernschmelze unter Berücksichtigung aller Ursachen – d. h. unter Einbeziehung aller Auslöser (interne Auslöser im Reaktorkessel, durch interne wie externe Einwirkungen verursachte Auslöser) – an das Ziel der Kernreaktoren der dritten Generation anzunähern. In diesem Zusammenhang hat sich EDF zum Ziel gesetzt, ein Kernschmelzrisiko unter Berücksichtigung aller Ursachen von etwa 10^{-5} pro Jahr und Reaktor anzustreben.

Die im Rahmen dieser Überprüfung eingeleiteten Änderungen und die Einrichtung eines „harten Kerns“ zur Vorbeugung und Kontrolle von *„harten* Kern“-Situationen, wie sie in den 2014 nach dem Unfall von Fukushima erlassenen ASN-Entscheidungen vorgeschrieben sind, ermöglichen es, dieses Ziel zu erreichen.

Die durchgeführten probabilistischen Bewertungen ermöglichen es zudem, die Relevanz der im Rahmen der periodischen Überprüfung vorgeschlagenen Änderungen zu validieren (z. B. Zuverlässigkeitsverbesserung der Druckhalterventile, PNPE1216) und deren Auswirkungen in bestimmten Fällen zu optimieren (Leitung H3, Zuverlässigkeitsverbesserung der Lüftungsanlagen).

Nach Abschluss dieser Arbeiten führen die für die CPY-Generation durchgeführten probabilistischen Bewertungen im Rahmen der vierten periodischen Überprüfung zu einer Schätzung des Kernschmelzrisikos in der Größenordnung von einigen 10^{-5} pro Jahr und Reaktor. Die Hauptursachen für dieses Ergebnis sind Brände im Elektroraum.

Blockspezifischer Teil 3 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

- *Erkenntnisse aus der EPS-Analyse zur externen Überflutung:*

Eine Analyse der Übertragbarkeit der Ergebnisse und Erkenntnisse der probabilistischen Hochwasseranalyse von Gravelines wurde für Blayais durchgeführt. Die Größenordnung des berechneten Risikos einer Kernschmelze infolge eines Hochwassers an einem für Blayais repräsentativen Block entspricht im Großen und Ganzen der des Standorts Gravelines, nämlich $6{,}9 \times 10^{-6}$ pro Jahr und Reaktor. Was die Szenarien betrifft, die auf der Grundlage der für die Auslegung der Schutzmaßnahmen des Standorts zugrunde gelegten Hochwasserstandswerte identifiziert wurden, kommt die Analyse zu dem Schluss, dass der größte Teil des berechneten Risikos auf das Szenario der Überschreitung des Post-Fukushima-Niveaus entfällt, was einer Überwindung der peripheren Schutzmaßnahmen entspricht.

Durch die Integration der Post-Fukushima-Maßnahmen (Erhöhung des peripheren Schutzes und „Hard-Core"-Maßnahmen) im Rahmen des 4. RP 900 werden Szenarien einer Kernschmelze bei Wasserständen unterhalb des Post-Fukushima-Niveaus sehr unwahrscheinlich, da der „Hard-Core"-Schutz die Sicherheitsfunktionen des Blocks bis zu diesen Wasserständen gewährleistet. Die Studie bestätigt die Wirksamkeit der für extreme Meeresspiegel festgelegten Anweisungen (insbesondere der besonderen Betriebsvorschrift).

Darüber hinaus wurde für den Standort Blayais eine probabilistische Risikoanalyse hinsichtlich einer Überschwemmung durchgeführt, die durch den Bruch einer Rohrleitung des CRF-Kühlkreislaufs im Maschinenraum verursacht wird. Das Risiko einer Ausbreitung einer externen Überschwemmung auf Gebäude, in denen sich Anlagen befinden, die für das Erreichen und Aufrechterhalten des sicheren Zustands der Blöcke erforderlich sind, ist vernachlässigbar, was die Wirksamkeit der getroffenen Maßnahmen unterstreicht.

- *Erkenntnisse aus der Erdbeben-EPS:*

Die Erdbeben-Sicherheitsanalyse (EPS) Blayais VD4 900 vom Typ 3 basiert auf den Entwicklungen und Erkenntnissen einer Erdbeben-Sicherheitsanalyse vom Typ 1 oder 2 des Referenzkraftwerks und wurde unter Berücksichtigung der wesentlichen Unterschiede zwischen diesen beiden Standorten (seismische Gefährdung, standortspezifische Bauwerke oder Ausrüstung usw.) auf den Standort Blayais übertragen.

Diese Studie ergab, dass das Risiko einer Kernschmelze nach Anwendung des Überwachungsfensters in der Größenordnung von $1{,}5 \times 10^{-7}$ pro Reaktorjahr liegt: Für den Standort Blayais ist das berechnete Erdbebenrisiko gering, was die Robustheit der Auslegung der Anlage im Hinblick auf die Seismizität des Standorts bestätigt.

Zusammenfassung des Zustands des Reaktorblocks Änderungen:

- PNPE1277 Bände A und C „Brandschutz für Kabel",
- PNPE1279 „Schutz vor internen Überschwemmungen in den Räumen der Trasse B im 4. Stock des Elektrikgebäudes – Bodenablauf",
- PNPE1216 „Änderung an der Steuerkette der SEBIM-Ventile, um jegliches Risiko eines unbeabsichtigten Öffnens im Brandfall in den Elektroräumen zu vermeiden",
- PNPE1330 Band A „Verhinderung der Explosionsgefahr in den Batterieräumen: Einbau eines passiven autokatalytischen Rekombinators (RAP)",

wurden im Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderungen:

- PNPE1238 „Erhöhung der Erdbebensicherheit der Heizölabdeckungen für Erdbeben oberhalb des SMS durch Hinzufügen von Längsanschlägen",

- PNPE1258 (außer Band J) „Einbau der ASG-ND-Vorrichtung und einer festen Nachspeiseleitung für das BK-Becken durch SEG“
- PNPE1277, Bände B und D: „Brandschutz für Kabel“,
- PNPE1330 Band B „Verhinderung der Explosionsgefahr in den Batterieräumen: Verbesserung der Zuverlässigkeit der Stromversorgung der Lüftungsanlage“,

werden im Block 3 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration spätestens in Phase B des 4. RP 900 vorgesehen ist.

2.3 SCHLUSSFOLGERUNG ION

Die Umsetzung der Ziele im Zusammenhang mit Störfällen stützt sich auf zwei sich ergänzende Ansätze: den deterministischen und den probabilistischen Ansatz.

Deterministische Studien ermöglichen eine Neubewertung der Auslegungsanforderungen für die Anlagen, um insbesondere den Zustand der Anlage, die Betriebserfahrungen, den Wissensstand – einschließlich der Erkenntnisse zum Klimawandel und seinen Auswirkungen – sowie die für ähnliche Anlagen geltenden Vorschriften zu berücksichtigen. EDF hat zudem die WENRA-Referenzwerte (verschärfend, Bedienerverzögerung) berücksichtigt und ein Klimamonitoring eingerichtet.

Dieser Ansatz ermöglichte es, mögliche Maßnahmen zum Schutz vor Beanspruchungen zu definieren, die darauf abzielen, die Gemeinsammodusrisiken für die Systeme zu minimieren, die für die Rückkehr in einen sicheren Zustand und dessen Aufrechterhaltung erforderlich sind, sowie die Akzeptanz der radiologischen Folgen dieser Beanspruchungen sicherzustellen.

Damit erfüllt EDF im Rahmen des 4. RP 900 die Sicherheitsanforderungen für die Untersuchung von Störfällen gemäß den fortschrittlichsten europäischen Standards für bestehende Reaktoren.

Die probabilistischen Sicherheitsanalysen, einschließlich der Störfälle, ermöglichten es, die Robustheit der Anlagen zu überprüfen, indem ein Risiko einer Kernschmelze in der Größenordnung von einigen 10^{-5} pro Jahr und Reaktor abgeschätzt wurde.

Ergänzende Untersuchungen wurden und werden noch durchgeführt, um den Vorgaben der ASN (französische Atomaufsichtsbehörde) im Hinblick auf die Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 nachzukommen.

ABSCHNITT 3: BRENNSTOFFBECKEN

3. BRENNSTOFFBECKEN 172
3.1 ZIEL 172
3.2 ERFÜLLUNG DES ZIELS 173
3.3 FAZIT 183

3. BRENNSTOFFBECKEN

Das Thema *„Sicherheit der Lagerung von Brennelementen im Brennelementbecken des Brennelementgebäudes (Brennelementbecken)“* des 4. RP 900 befasst sich mit dem Risiko der Freilegung der Brennelemente im Brennelementbecken bei einem Kühlmittelverlust oder einem Verlust des Wasserbestands durch versehentliche Entleerung.

Die Verbesserung der Sicherheit der Lagerung im Brennelementbecken war Gegenstand mehrerer Ständiger Gruppen (insbesondere der Ständigen Reaktorgruppen vom November 2002 und April 2005), die zur Prüfung dieses Themas bei den 900-MWe- und 1300-MWe-Blöcken anlässlich des 3. RP sowie bei der N4-Generation im Rahmen der 1. RP.

Mehrere Änderungen, die sich aus der Prüfung dieses Themas ergaben, sind bereits in die Blöcke der Baureihe CPY integriert:

- automatische Abschaltung der PTR-Pumpen und automatische Absperrung der PTR-Saugleitung bei Erreichen eines sehr niedrigen Wasserstands im Brennstoffbecken (PNXX1752 und PNPP1402),
- Einrichtung einer analogen Messung des Wasserstands im Brennstoffbecken (PNXX1752),
- Motorisierung des Ventils der Transferleitung (PNPP1403),
- Einbau einer zweiten statischen Dichtung am Damm des Reaktorgebäudebeckens (PNPP1401),
- Hinzufügung einer neuen Druckmesskette für die RIS-Akkumulatoren (PNPP1474),
- Neudimensionierung des Siphonbrechers der PTR-Druckleitung, um eine durch einen Guillotinebruch dieser Leitung ausgelöste Entleerung durch Siphonwirkung zu unterbrechen (PNPP1289).

Darüber hinaus ermöglichen zusätzliche materielle und organisatorische Maßnahmen, die im Anschluss an den Unfall von Fukushima im Rahmen des Post-Fukushima-Programms der EDF umgesetzt wurden (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7), eine verstärkte Vorbeugung gegen das Freiliegen von Brennelementen. Die wichtigsten Änderungen sind folgende:

- Einbau eines Notstromdiesels (DUS) (PNPP1666), der die Versorgung der „Alles-oder-Nichts“-Füllstandsmessungen (TOR) des Brennelementbeckens ermöglicht,
- Einrichtung einer Nachspeisung, die die Wasserversorgung des Brennelementbeckens über die Wasserquelle der Nachspeisung „Noyau Dur“ ermöglicht (PNPP1714/PNPE1289 und PNPE1258),
- Verstärkung der Messketten für die „Alles-oder-Nichts“-Füllstandsmessungen (TOR) des Brennelementbeckens (PNPP1679 und PNPP1907), Hinzufügung einer analogen Füllstandsmesskette für das Brennelementbecken (PNPP1824) sowie von „Alles-oder-Nichts“-Füllstandsmessungen für das Becken des Reaktorgebäudes (PNPE1128),
- Einrichtung einer automatischen Schließvorrichtung für die Ventile an den Filterleitungen des Reaktorgebäudebeckens bei Erreichen eines niedrigen Füllstands im Reaktorgebäudebecken (PNPP1780),
- Einrichtung von Notsteuerungen, die bei einem vollständigen Ausfall der Stromversorgung die sichere Positionierung der gerade gehandhabten Brennelemente (ACEM) ermöglichen (PNPP1549).

3.1 ZIEL

Im Rahmen des 4. RP 900 hat sich EDF das Sicherheitsziel gesetzt, das Freiliegen von Brennelementen bei unbeabsichtigten Entleerungen und beim Verlust der Kühlung äußerst unwahrscheinlich zu machen.

3.2 ERFÜLLUNG DES ZIELS

Allgemeiner Teil – Lagerung

❖ **Intrinsische Zündquellen im Brennelementbecken**

Die Untersuchungen zur Sicherheit der Lagerung im Brennelementbecken wurden erst nach der Auslegung durchgeführt und gehören somit zu den Untersuchungen des ergänzenden Bereichs.

Anhand der Untersuchungen zum Kühlmittelverlust konnte nachgewiesen werden, dass die Brennelemente im Brennelementbecken bei allen im Rahmen des Sicherheitsnachweises berücksichtigten Auslösern nicht freigelegt werden.

Die ausgewählte ergänzende Maßnahme ist die manuelle Inbetriebnahme des Brandschutzsystems des Reaktorblocks (JPI) in einer Konfiguration zur Nachspeisung des Brennelementbeckens. Das Erreichen eines stabilen Endzustands nach der manuellen Inbetriebnahme einer Nachspeisung des Brennelementbeckens wird nachgewiesen. Dieser stabile Zustand ist definiert als der Zustand, in dem die Nachspeisung die Verdunstung ausgleichen kann.

Die Untersuchungen zu unfallbedingten Entleerungen des Brennelementbeckens haben gezeigt, dass die Brennelemente im Brennelementbecken für alle im Rahmen des Sicherheitsnachweises berücksichtigten Auslöser nicht freigelegt werden, und zwar dank der folgenden ergänzenden Maßnahmen:

- das Schließen des Ansaugventils des Brennelementbeckens nach Erreichen der Schwelle *„sehr niedriger* Füllstand“, wodurch die Entleerung gestoppt wird (PNPP1402);
- die manuelle Inbetriebnahme des Brandschutzsystems des Reaktorblocks (JPI) in der Konfiguration zur Unterstützung des Brennelementbeckens, wodurch der durch Verdunstung bedingte Füllstandsabfall ausgeglichen wird.

Darüber hinaus hat EDF nach Abschluss der Konformitätsprüfungen der Systeme (siehe Teil I – Kapitel 1 – Abschnitt 4) in den ergänzenden Bereich die Szenarien für die Entleerung des Brennelementbeckens von der BR-Seite aus aufgenommen. Um diese Szenarien zu bewältigen, wird die Änderung umgesetzt, die darin besteht, das Ventil der Transferleitung zu verstärken, um dessen Schließung unter Durchfluss zu gewährleisten (PNRL1895).

Der stationäre Zustand ist definiert als der Zustand, in dem die Entleerung unterbrochen ist und in dem die Nachspeisung die Verdunstung ausgleichen kann.

❖ **EPS Interne Ereignisse der Stufe 1 BK**

EDF hat probabilistische Sicherheitsanalysen für interne Ereignisse der Stufe 1 (EPS EI N1) durchgeführt, um die Risiken einer Freilegung der Brennstoffelemente unter Wasser im Brennelementbecken (für alle Blockzustände) zu bewerten, die im Zusammenhang stehen mit:

- Szenarien eines Kühlverlusts im Brennelementbecken,
- mit schnellen Entleerungen des Brennstoffbeckens.

Die vorliegende probabilistische Studie zu den Risiken im Zusammenhang mit Szenarien einer schnellen Entleerung des Brennelementbeckens berücksichtigt die Ergebnisse der GPR vom 21. April 2005, die sich auf die Zuverlässigkeit des PTR-Systems konzentrierte, sowie die Auswirkungen der Anweisung des 3 RP 1300. Sie wird somit ergänzt durch:

- die Vollständigkeit der im EPS-Modell untersuchten Auslöser, die hinsichtlich des Verlaufs und des Entleerungsantriebs für Szenarien im Zusammenhang mit Leitungsfehlern erweitert wurde,
- neue Szenarien für Rohrbrüche.

Bei Kühlmittelverlusten im Brennelementbecken liegt die Wahrscheinlichkeit, dass Brennelemente freigelegt werden, unter 10^{-8} pro Jahr und Reaktor. Die wesentliche Maßnahme, die zu diesem Ergebnis beiträgt, ist die Nachspeisung mit entmineralisiertem Wasser (SED) und anschließend mit Löschwasser (JPI).

Die probabilistische Untersuchung von unbeabsichtigten Entleerungen des Brennelementbeckens ergibt eine Wahrscheinlichkeit der Freilegung der Brennelemente von etwa 10^{-9} pro Jahr und Reaktor. Die technische Änderung, die das automatische Schließen des Ansaugventils des PTR-Kreislaufs des Brennelementbeckens bei dem Signal *„sehr niedriger* Füllstand“ des Brennelementbeckens (PNPP1402) ermöglicht, trägt wesentlich zur Verringerung des Risikos der Freilegung von Brennelementbündeln bei.

Diese probabilistischen Untersuchungen ermöglichen es, ergänzend zu einem deterministischen Ansatz zu überprüfen, dass das Risiko des Freiliegens von Brennelementen im Zusammenhang mit unbeabsichtigten Entleerungen und Kühlmittelverlusten im Brennelementbecken dank der vorhandenen Schutzmaßnahmen äußerst unwahrscheinlich ist.

❖ Beständigkeit gegen Einwirkungen

➢ Deterministischer Teil

Ergänzend zu den Untersuchungen zu intrinsischen Auslösern im Brennelementgebäude betreffen die im Rahmen des 4. RP 900 zum Thema *„Sicherheit der Lagerung abgebrannter Brennelemente im Brennelementbecken*“ durchgeführten Überprüfungen folgende Aspekte:

- Überprüfung der Unzugänglichkeit der Brennelemente gegenüber Beanspruchungen durch die Systeme, die den Abtransport der Restleistung und die Aufrechterhaltung des Wasserstands im Brennelementbecken ermöglichen,
- Berücksichtigung der internationalen Erfahrungen nach Erdbeben durch Einbeziehung der Erfahrungen aus Kashiwazaki-Kariwa (vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1.5),
- Berücksichtigung des Absturzes von Flugzeugen der allgemeinen Luftfahrt auf das Brennelementgebäude (vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2),
- Durchführung einer probabilistischen Analyse der Einwirkungen, was dem höchsten Niveau der internationalen Standards in diesem Bereich entspricht.

EDF hat auf der CPY-Stufe die Robustheit der Systeme überprüft, die die Ableitung der Restleistung und die Aufrechterhaltung des Wasserstands im Brennelementbecken bei Einwirkungen wie Brand, interner Überflutung, Rohrleitungsausfällen, interner Explosion, Erdbeben und dem Herabfallen schwerer Lasten gewährleisten.

Im Brandfall sieht EDF vor, die PTR-Pumpen durch eine Brandschutzwand zu trennen (physische Trennung der PTR-Kühlkreisläufe – PNPP1949), um das Risiko einer Brandausbreitung von einer PTR-Pumpe auf die andere sowie das Risiko einer Beeinträchtigung der Versorgungskabel beider Kreisläufe auszuschließen. Außerhalb des Pumpenraums verlaufen die Versorgungskabel der beiden Pumpen systematisch in unterschiedlichen Brandräumen, wodurch das Risiko eines Gemeinsammodusfehlers vermieden wird.

Für Explosionsszenarien, die zu einem Ausfall der PTR-Kühlung und der JPI-Nachspeisung führen, wird die Nachspeisung des Beckens des Brennstoffgebäudes (BK) durch die Nachspeisewasserquelle für den harten Kern (PNPP1714/PNPE1289 und PNPE1258, vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7) wird berücksichtigt, um eine Freilegung der im Lagerbecken befindlichen Brennelemente zu vermeiden.

Zum Schutz der Nachspeiseleitungen für den „Noyau Dur“ und der Kühlleitungen über PTR bis des Lagerbeckens des Brennelementgebäudes (BK) sowie der normalen Kühlleitungen über PTR führt EDF eine Verstärkung eines Trichters im BK durch, um dessen Widerstandsfähigkeit bei einem Lastabfall zu gewährleisten (PNPE1443).

➢ Probabilistischer Teil

Im Rahmen des 4. RP 900 hat EDF den Umfang der EPS BK auf den Bereich interner und externer Einwirkungen ausgeweitet, die risikobehaftet und mittels des EPS-Ansatzes quantifizierbar sind. Der allgemeine Analyseansatz wird in Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.2 zu den probabilistischen Sicherheitsstudien „Einwirkungen“

im Zusammenhang mit dem Reaktorkessel.

Die probabilistische Betrachtung des Risikos im Zusammenhang mit der Freilegung der Brennelemente ermöglicht es, den Nachweis der Robustheit der Anlage gegenüber Beanspruchungen zu untermauern:

- Brand: Das Risiko, dass die Brennelemente im Brennelementbecken freigelegt werden, wird im Falle eines Brandes auf etwa 10^{-8} pro Jahr geschätzt.
- Interne Überflutung: Die durchgeführten Untersuchungen kommen zu dem Ergebnis, dass das Risiko, dass Brennelemente freigelegt werden, bei etwa 10^{-10} pro Jahr liegt. Dabei werden sowohl herkömmliche als auch letzte oder sogar zusätzliche Wasserzufuhren berücksichtigt.
- Interne Explosion: Die Analyse umfasst alle Bereiche, in denen aufgrund einer Wasserstofffreisetzung die Gefahr der Bildung einer explosionsfähigen Atmosphäre besteht, deren Explosion Auswirkungen auf die Sicherheit der Anlage haben kann, insbesondere im Brennelementgebäude (BK). Die Häufigkeit der Freilegung von Brennelementen liegt in der Größenordnung von 10^{-8} pro Jahr und Reaktor.
- Externe Überflutung und Erdbeben: Die Ergebnisse dieser EPS sowie die sich daraus möglicherweise ergebenden Änderungen werden im Abschnitt über die blockbezogenen spezifischen Studien dargestellt, da sie standortabhängig sind.

➢ **Ergänzende Studien**

In Anwendung der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschriften führt EDF ergänzende Studien zu den beiden folgenden Themenbereichen durch:

[AGR-E-I] (Abschnitt zum Brennelementlagerbecken):

- In Anwendung der Vorschrift [AGR-E-I] hat EDF geeignete Betriebsvorschriften definiert und umgesetzt, die Maßnahmen zur Begrenzung der Wärmebelastungen und zur Kontrolle von Arbeiten, die einen Brand auslösen könnten, in den folgenden Räumen umfassen:
  - Räumlichkeiten, in denen ein Brand erheblich zum Risiko einer Kernschmelze oder einer Freilegung der Brennelemente im Brennelementlagerbecken beiträgt;
  - Räume, deren Abtrennung durch mindestens eine Tür gewährleistet ist, deren geöffneter Zustand im Brandfall zu einer erheblichen Erhöhung des Risikos einer Kernschmelze oder zum Ausfall der redundanten Wasserzufuhr- oder Kühlsysteme des Brennelementlagbeckens führt.

[AGR-E-II] (Abschnitt zum Brennelementlagerbecken):

- In Anwendung der Vorschrift [AGR-E-II] wird EDF unabhängig von deren Zuverlässigkeit diejenigen Brandschutzmaßnahmen identifizieren, deren Ausfall zu einer erheblichen Erhöhung des Risikos einer Kernschmelze oder zum Ausfall der redundanten Wasserzufuhr- oder Kühlsysteme des Brennelementlagerbeckens führt. EDF wird Maßnahmen umsetzen, um das Ausfallrisiko dieser Einrichtungen zu verringern, und die mit diesen Maßnahmen verbundenen Betriebsanforderungen festlegen. EDF führt insbesondere eine Änderung ein, die darauf abzielt, Alarmvorrichtungen an den kritischen Türen anzubringen, um sicherzustellen, dass diese Türen geschlossen bleiben (PNPE1337).

Schließlich wurden im Falle einer internen Explosion im Rahmen der Vorschrift [AGR-G-II] ergänzende Untersuchungen zum Lagerbecken des Brennstoffgebäudes durchgeführt (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – § 2.2.1.2).

❖ **Bewertung des Verhaltens der CPY-Stufe bei den für den EPR Flamanville 3 ausgewählten Transienten**

EDF hat die Auswirkungen der für die Auslegung des EPR Flamanville 3 ausgewählten Auslöseereignisse – die jedoch bei der Auslegung des in Betrieb befindlichen Kraftwerksparks nicht berücksichtigt wurden – auf das Verhalten der Brennelementbecken der Baureihe CPY bewertet.

Für alle Betriebsbedingungen des EPR Flamanville 3 werden die Sicherheitsziele erreicht (keine Freilegung der gelagerten oder gehandhabten Brennelemente), entweder mit Regeln vom Typ *„Auslegungsbereich“* oder mit Regeln des Ergänzungsbereichs.

Transiente Zustände:

- bei Ausfall eines PTR-Kühlkreises oder einer Hilfsfunktion in Zuständen außerhalb von RCD und APR,
- des vollständigen Ausfalls der externen Stromversorgung,

erfüllen die Kriterien gemäß den Regeln des *„Auslegungsbereichs“*: Diese Transienten führen zum Verlust der Kühlung des Brennelementbeckens durch das PTR-System, doch ist die Kinetik ausreichend langsam (die Autonomie des Beckens beträgt mehr als 72 Stunden), um den Einsatz aller festen oder mobilen, klassifizierten oder nicht klassifizierten Einsatzmittel zu ermöglichen, die derzeit im Rahmen des 4. RP 900 verfügbar oder im Einsatz sind. Für den Transienten des vollständigen Ausfalls der externen Stromversorgung im RCD- und APR-Zustand erfolgt die Wasserzufuhr zum Brennelementbecken über den JP des benachbarten Blocks.

Ergänzend dazu hat EDF für Übergangsphasen, die durch einen Ansatz vom Typ „Ergänzungsbereich“ begründet sind, analysiert, ob mögliche materielle oder betriebliche Maßnahmen umgesetzt werden könnten, um die Sicherheitskriterien unter Anwendung von Auslegungsregeln vom Typ *„Auslegungsbereich“* einzuhalten.

Für den Transienten des Ausfalls eines Kühlkreises (PTR) oder einer Stützfunktion im RCD- und APR-Zustand bei isoliertem Transferrohr besteht eine Maßnahme darin, die Betriebspraktiken anzupassen, indem die Vorgaben der Technischen Betriebsspezifikationen (Ausrüstung, deren Verfügbarkeit erforderlich ist), die im RCD- und APR-Zustand bei isoliertem Transferrohr gelten, geändert werden, sowie deren Umsetzung im Betrieb. Die Umsetzung einer zweiten Wasserzufuhr über SEG, die vom DUS gespeist wird, wird realisiert.

Darüber hinaus führt EDF für den isolierbaren Absperrschieber an der Ansaugleitung des PTR-Kreislaufs führt EDF eine bauliche Änderung (PNPE1344) durch, die darauf abzielt, die Absperrung des im Rahmen der Modifikation „PTR bis“ installierten Ventils PTR 301 VB zu automatisieren, um eine Redundanz mit der automatischen Absperrung des bestehenden Ventils PTR 001 VB zu gewährleisten.

Als Reaktion auf die von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassene Vorschrift [PISC-B-I] hat EDF in einem eigenen Kapitel des Sicherheitsberichts die Auslegungsregeln im Zusammenhang mit dem Sicherheitsnachweis für das Brennelementlager sowie die ausgewählten Störfall- und Unfallszenarien aufgenommen. Dieses Kapitel umfasst die folgenden Situationen:

- Situationen mit teilweisem oder vollständigem Verlust der Kühlung des Wassers im Brennelementlagerbecken,
- Situationen mit einem Rohrbruch an einem absperrbaren Abschnitt, der mit dem Brennelementlagerbecken verbunden ist.

EDF führt die erforderlichen Änderungen durch (die Verdopplung der automatischen Absperrung der Ansaugleitung des Brennstofflagerbeckens BK durch die PTR-Ventile (PNPE1344) und die Nachspeisung von „Noyau Dur“-Wasser in das Brennstofflagerbecken (PNPP1714 und PNPE1258, vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7)).

Ergänzend dazu hat EDF in Anwendung der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [PISC-B-II] hat EDF eine Untersuchung der Situationen durchgeführt, die das Lagerbecken im Brennstoffgebäude betreffen und durch den Ausfall einer nicht als erdbebensicher eingestuften Anlage im Falle eines Erdbebens verursacht werden könnten, wobei die in der Vorschrift [PISC-B-I] genannten Regeln zugrunde gelegt wurden. Diese Untersuchungen führten zu dem Schluss, dass im Zustand VD4 900 Phase B die derzeit in der Anlage verfügbaren Schutzmaßnahmen ausreichen, um den sicheren Zustand zu gewährleisten.

❖ **Untersuchungen zu Unfallsituationen im Zustand „Stillstand zur Brennelementwechsel“ (APR)**

In Anwendung der Vorschrift [PISC-B-II] hat EDF einen Zeitplan für die Durchführung von Untersuchungen zu Situationen mit Kühlmittelausfall oder Entleerung des Reaktorgebäudebeckens festgelegt, wenn die beiden Becken über das Übertragungsrohr miteinander verbunden sind, einschließlich während der Brennstoffhandhabung. Die im Anschluss an das Arbeitsprogramm beschlossenen neuen Maßnahmen lauten wie folgt:

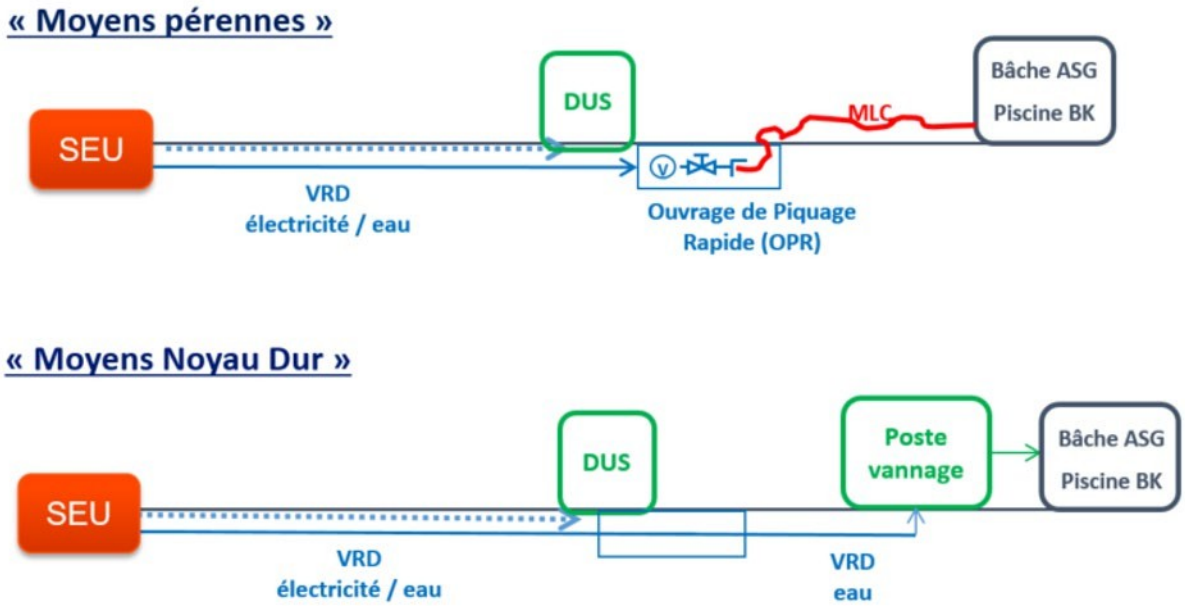
- Betriebsanpassung zur Gewährleistung, dass die Brennelemente im Falle einer Entleerung des Lagerbeckens und im Falle eines Kühlmittelverlusts nicht freigelegt werden, wenn ein Brennelement im Zustand „Abschaltung zur Brennelementwechsel“ (APR) (PCC EPR) gehandhabt wird.
- Betriebsänderungen zur Verbesserung des Managements von Leckagen während der Brennelementwechselphase (APR).
- Einrichtung eines DOS-Alarms für den BR-Poolstand und einer zugehörigen Hupe „BR-Poolstand TOR“ zur Umschaltung auf APE-Betrieb im APR-Zustand (PNPE1506).
- Einrichtung eines Messpegels für den Sumpf im Reaktorgebäude (PNPE1386).

Diese Maßnahmen dienen dazu, einen sicheren Weg für Unfallsituationen im APR-Zustand nachzuweisen.

❖ **Entwicklungen im Design der Brennelementbecken: Ergänzung „Noyau Dur“ und Anordnung „PTR bis“**

EDF setzt zudem bauliche Maßnahmen um, die die Sicherheit des Lagerbeckens im Brennstoffgebäude (BK) weiter erhöhen:

- Die „Noyau Dur“-Nachfüllvorrichtung für das Brennelementlagerbecken (PNPP1714/PNPE1289 und PNPE1258, vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7), die eine zusätzliche Möglichkeit zur Wasserauffüllung des Brennelementlagerbeckens (BK) bietet:
  - In der Konfiguration nach Fukushima in der Phase *„dauerhafte* Maßnahmen“ erfolgt die Umsetzung durch die Änderung PNPP1714/PNPE1289: Diese Änderung umfasst die Verlegung der elektrischen Versorgungsleitungen (VRD) bis zum DUS sowie der Wasserversorgungsleitungen (VRD) bis zu einer Schnellanschlussvorrichtung. Die Verbindung zwischen der Schnellanschlussstelle und dem Brennelementlagerbecken erfolgt über lokale Notfallmaßnahmen.
  - In der Konfiguration „Noyau Dur“ erfolgt die Umsetzung durch die Änderung PNPE1258 (vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7): Die letzte Wasserquelle wird über ortsfeste Einrichtungen mittels VRD-Anschlüssen „Noyau Dur“ für Wasser an die Verbraucher angeschlossen.



Prinzipskizze der „Noyau Dur"-Notversorgungsanlage für das Brennelementlagerbecken

- Über das Sicherheitsziel der Nichtfreilegung der Brennelemente hinaus richtet EDF eine zusätzliche und diversifizierte Maßnahme namens „PTR bis" (PNPP1907) ein, um das Management von Situationen mit Kühlverlust im Brennelementbecken zu verbessern.

Im Normalbetrieb wird die Kühlung des Brennelementbeckens durch das PTR-System gewährleistet. Das Notfallkonzept für Situationen mit Kühlverlust im Brennelementbecken besteht darin, die Restleistung der im Brennelementbecken befindlichen Brennelemente durch Verdampfung des Beckenwassers abzuführen. Die Brennelemente werden durch eine manuelle Nachspeisung des Brennelementbeckens unter Wasser gehalten, die über das Brandschutzsystem der Kernkraftwerksinsel JPI erfolgt und im Sicherheitsnachweis als ergänzende Maßnahme ausgewiesen ist.

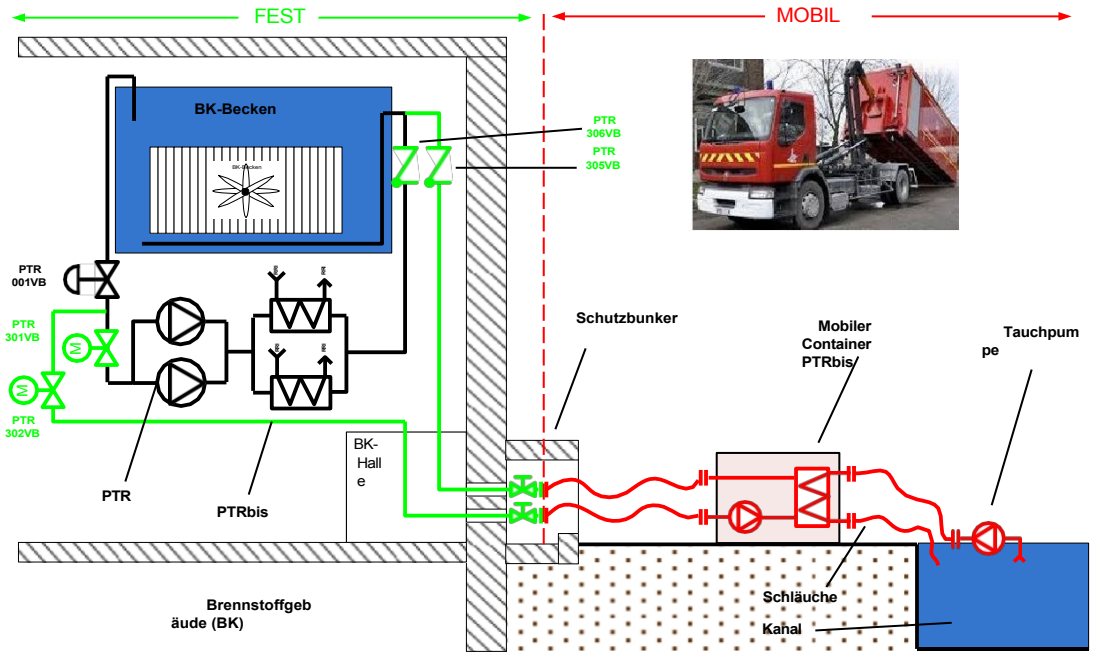
Die Wiederherstellung der Kühlung des Brennelementbeckens erfolgt durch die Wiederinbetriebnahme eines PTR-Kühlkreises. Der Nachweis der ordnungsgemäßen Funktion und der Fähigkeit des PTR-Kreislaufs, bei einem siedenden Becken anzugreifen, wurde im Rahmen des 3. RP 900 erbracht.

Durch die Hinzufügung der Vorrichtung „PTR bis" steht zusätzlich zu den beiden PTR-Kühlkreisläufen eine Ausfallsicherheit für die Wiederherstellung der Kühlung des Brennelementbeckens zur Verfügung, die auf einer diversifizierten Kältequelle basiert. Diese Art von Maßnahme ermöglicht es, das Design der Reaktoren der CPY-Generation dem der EPR-Reaktoren von Flamanville 3 anzunähern.

Dieser zusätzliche Kühlkreislauf stützt sich hauptsächlich auf mobile Anlagen, die von der „Force d'Action Rapide du Nucléaire" (FARN) zum Standort transportiert, angeschlossen und in Betrieb genommen werden.

Diese Geräte werden über fest installierte Rohrleitungen, die an der Vorderseite des BK münden, an das Brennelementbecken angeschlossen. Durch den Einbau eines motorbetriebenen Ventils auf der Saugseite und einer Rückschlagklappe auf der Druckseite des PTR-Kühlkreislaufs wird die Zuverlässigkeit der Wasserstandshaltung im Hinblick auf die Vermeidung des Risikos einer unbeabsichtigten Entleerung erhöht.

Sowohl die mobilen Geräte als auch die dazugehörige Logistik sind so konzipiert, dass sie den Transport und den Einsatz vor Ort vereinfachen und eine schnelle Inbetriebnahme des Systems ermöglichen.



Prinzipskizze des mobilen Kühlkreislaufs des Brennelement-Lagerbeckens (PTR bis)

Die FARN-Teams setzen das PTR-bis-System innerhalb einer angestrebten Frist von 24 Stunden nach dessen Auslösung in folgenden Situationen bei einem Kühlungsausfall des Brennelementbeckens ein:

- Ausfall des PTR infolge eines vollständigen Ausfalls der Blockkühlquelle,
- Ausfall des PTR infolge eines vollständigen Ausfalls der Stromversorgung des Blocks,
- intrinsischer Ausfall des PTR-Systems.

Ergänzend dazu wurde gemäß der von der ASN unter Berücksichtigung der Ergebnisse der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [PISC-C] konnten die von EDF durchgeführten Analysen bestätigen, dass die Wiederherstellung des nicht siedenden Zustands bei nahezu allen Unfällen oder Störfällen mithilfe der standortinternen Mittel (PTR) oder mobiler Mittel (PTRbis) erreicht werden kann. Für das einzige Szenario, bei dem die Kühlung des Brennelement-Lagerbeckens nicht wiederhergestellt werden kann, sieht EDF Maßnahmen vor, um der Entstehung dieser Situation vorzubeugen.

Das PTR-bis-System kann auch für das langfristige Management (≈ t0 + 15 Tage) von „Hard-Core“-Situationen (vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7) eingesetzt werden, bei denen aufgrund extremer Bedingungen, die alle Blöcke eines Standorts betroffen haben, von einer erschwerten Erreichbarkeit des Standorts ausgegangen wird. Es ermöglicht somit die Wiederherstellung der Kühlung:

- des Brennelementbeckens und des Beckens im Reaktorgebäude in APR-Zuständen, bei denen die Becken miteinander verbunden sind,
- des Brennelementbeckens in Nicht-APR-Zuständen.

Schließlich ermöglicht die PTR-bis-Maßnahme durch die Beendigung des Siedevorgangs im Becken die Wiederherstellung einer Atmosphäre im Reaktorgebäude, die mit dem ordnungsgemäßen Betrieb der für die Bewältigung von „Noyau Dur“-Situationen erforderlichen Ausrüstung im Reaktorgebäude vereinbar ist (insbesondere die EAS-ND-Vorschrift, vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7).

Die Inbetriebnahme des PTR-bis-Systems und der „Noyau Dur“-Wassernachspeisung im Brennstoffbecken (PNPP1714/PNPE1289) sowie deren Überwachung im Betrieb entsprechen der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [PISC-A-I].

Ergänzend dazu hat EDF in Anwendung der Vorschrift [PISC-A-II] die festgelegten Anforderungen identifiziert, die mit den festen Bestandteilen dieser Maßnahmen verbunden sind und als wichtig für den Schutz der Interessen erachtet werden.

Schließlich wird die Umsetzung dieser Maßnahmen zur Bewältigung von „Hard-Core"-Situationen durch die Vorschrift [PISC-A-III] geregelt, vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7.

❖ **Betriebsüberwachung der Komponenten, die die Integrität der BR- und Brennstoffbecken gewährleisten**

Die Überwachung während des Betriebs der Komponenten, die die Integrität der BR- und Brennstoffbecken gewährleisten, trägt zur Verhinderung unbeabsichtigter Entleerungen der Becken bei: PTR-Rohrleitungen, Siphonbrecher, Metallhülle, Dammbalken und PTR-Armaturen.

Die Modalitäten für die Überwachung und Wartung der Ausrüstungen, die zur Gewährleistung der Integrität der Becken beitragen, beruhen für jedes Element, das zur Funktion *„Integrität der* Becken" beiträgt, auf der Überprüfung:

- der Konstruktionsanforderungen,
- der Studien, Bestandsaufnahmen, Richtlinien und Wartungsprogramme für die Anlagen,
- des Bestandsmanagements,
- der Analyse der Erfahrungswerte aus dem Bestandsbetrieb.

Ergänzend dazu hat EDF im Rahmen eines Anlagenmanagementprojekts ein Programm aufgelegt, das darauf abzielt, die Überwachung und die Instandhaltungsstrategie in Bezug auf die Metallhülle der Becken im Reaktorgebäude (BR) und im Brennelementlager (BK) zu verstärken. Dies geschieht durch neue, speziell auf die Erkennung möglicher Undichtigkeiten und Spannungskorrosion abgestimmte Prüfungen sowie durch Reparaturmaßnahmen als Alternative zum Anbringen von geschweißten Flicken. Dieses Anlagenprogramm steht zudem im Einklang mit den Maßnahmen, die EDF im Anschluss an die Anweisung vom Typ C *„Sicherheit der Becken"* ergriffen hat.

Darüber hinaus wiederholt EDF im Rahmen der 4. RP 900 die verschiedenen Untersuchungen am Transferrohr, die bereits bei den 3. RP 1300 durchgeführt wurden:

- Überprüfung der Einstellung der Stützen des Ventils des Transferrohrs,
- Überprüfung der Einstellung der Befestigungsschrauben des Transferrohrs,
- Messung der Exzentrizität des Transferrohrs in seiner Hülse auf der BK-Seite,
- Prüfung der Schweißnähte am Festpunkt des Transferrohrs,
- Prüfung der Längs- und Umfangsschweißnähte des Transferrohrs.

Die Ergebnisse dieser Prüfungen sind im Abschnitt „Zustandsbilanz des Blocks" dargestellt.

Darüber hinaus wird im Rahmen des Programms für ergänzende Untersuchungen (PIC) zwischen 2019 und 2021 eine interne TV-Prüfung des Transferrohrs über seine gesamte Länge an 4 CPY-Blöcken und 2 CP0-Blöcken durchgeführt (über die Ausweitung auf weitere Blöcke wird entsprechend den gemachten Feststellungen entschieden). Die Ergebnisse dieser Untersuchungen fließen in den RCR der betroffenen Blöcke ein (siehe Teil I – Kapitel 1 – Abschnitt 2).

❖ **Radioaktive Bestandsaufnahme in BK und neue Lagerungsmodalitäten**

EDF leitet im Rahmen eines Projekts die Maßnahmen, die darauf abzielen, die Anzahl der sich in der Stilllegung befindlichen Brennelemente in jedem Brennelementlager der in Betrieb befindlichen Reaktoren auf einen so niedrigen Wert wie vernünftigerweise möglich zu begrenzen.

In diesem Zusammenhang hat EDF seit 2015 das mehrjährige Programm zur Verbringung abgebrannter Brennelemente nach La Hague verstärkt und setzt bei Bedarf Sicherheitsmaßnahmen ein, um dessen Umsetzung zu gewährleisten.

Für nicht transportfähige Brennelemente trifft EDF die erforderlichen Vorkehrungen, um diese sicher abtransportieren zu können (Erfassung der Besonderheiten dieser Brennelemente, Reparaturen, spezifische Anweisungen und gegebenenfalls Erweiterung der Zulassung).

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

- *Externe Überflutung:*

Das Risiko, das mit der Freilegung der Brennelemente im Lagerbecken verbunden ist, ist angesichts der verfügbaren Zeiträume, die die Nutzung herkömmlicher oder letzter Nachfüllungen oder sogar zusätzlicher Nachfüllungen für Füllstände oberhalb des „Noyau Dur“ ermöglichen, vernachlässigbar. Dieses Risiko liegt für das Kernkraftwerk Blayais bei etwa $7{,}7 \times 10^{-9}$ pro Jahr und Reaktor.

- *Erdbeben:*

Das Risiko, dass die Brennelemente im Abklingbecken nach Anwendung des Überwachungsfensters freigelegt werden, liegt unter 10^{-9} pro Reaktorjahr, was die Robustheit der Auslegung der Anlage im Hinblick auf die Seismizität des Standorts bestätigt.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Untersuchungen am Transferrohr des Blocks Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais wurden wie erwartet durchgeführt. Sie bestätigen das Fehlen von makroskopischen Beschädigungen oder Anomalien, die die Folge eines während des Betriebs aufgetretenen Schadens gewesen wären.

Die Änderungen:

- PNPE1348 Band C „Alternative SEU“,
- PNXX1752 „Analoge Füllstandsmessung des Brennelement-Lagerbeckens“,
- PNPP1289 „Neudimensionierung des Siphonbrechers an der Druckleitung des Kühlsystems des Brennelement-Lagerbeckens“,
- PNPP1401 „Einbau einer zweiten statischen Dichtung am Damm des Reaktorgebäudes“,
- PNPP1402 „Automatisches Schließen des PTR-Ansaugventils im Brennelementlagerbecken bei sehr niedrigem Füllstand“,
- PNPP1403 „Motorisierung des Ventils der PTR-Übertragungsleitung“,
- PNPP1474 „Druckmessung an RIS-Akkumulatoren (breiter Bereich)“,
- PNPP1549 „Bringen eines Brennelementbündels in eine sichere Position“,
- PNPP1666 „Notstromdiesel“,
- PNPP1679 „Erdbebensichere Verstärkung der TOR-Füllstandsmessungen im Brennstoffbecken“,
- PNPP1780 „Automatisierung der Entleerungsventile des BR-Beckens“,
- PNPP1907 außerhalb von Band N „Einrichtung eines diversifizierten mobilen Kühlsystems PTRbis“,
- PNPP1907 Band N „Beseitigung des Problems der Blasenbildung im BK-Becken“,
- PNRL1895 „Änderung der Steuerung des Ventils der Transferleitung für das Schließen bei Durchfluss“,

wurden im Block 3 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderungen:

- PNPE1128 „Alles-oder-Nichts-Füllstandsmessungen im Reaktorbecken“,
- PNPP1824 „Hinzufügung einer analogen Füllstandsmesskette für das BK-Brennstoffbecken“,
- PNPP1949 „Einbau einer Brandschutzwand zwischen den PTR-Pumpen zur physikalischen Trennung der beiden PTR-Stränge“,

werden im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4. RP 900 im Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt.

Die Änderungen:

- PNPE1386 „Einrichtung einer Messstelle für den Sumpf im Reaktorgebäude“,
- PNPE1506 „Einrichtung eines DOS-Alarms für den BR-Beckenpegel und einer zugehörigen Hupe ‚BR-Beckenpegel im TOR-Zustand‘, um in den APE-Betriebszustand APR zu wechseln“,

werden im Block 3 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen der Phase B „Ergänzungen“ der Änderungen des 4. RP 900 umgesetzt.

Die Änderung PNPE1258 außerhalb von Band J „Einrichtung der ASG-ND-Vorrichtung und der festen Nachspeiseleitung für das BK-Becken durch SEG“ wird im Block 3 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration spätestens in Phase B des 4. RP 900 vorgesehen ist.

Die Änderung PNPE1344 „Redundanz der automatischen Absperrung der PTR-Ansaugleitung“ wird am Block 3 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration spätestens im Februar 2031 vorgesehen ist.

Die Änderung PNPE1443 „Verstärkung eines Trichters im BK“ wird am Block 3 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen eines spezifischen Zeitplans umgesetzt, wobei die Integration spätestens in Phase B des 4. RP 900 vorgesehen ist.

Die Änderung PNPP1714 „Wasserquelle für die Nachspeisung des Hartkerns“ wird im Rahmen eines spezifischen Zeitplans am Block 3 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt, wobei die Integration spätestens im Februar 2026 vorgesehen ist. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung im Hinblick auf ihre Berücksichtigung in den Kumulierungsstudien des MDTE werden spätestens bei VD4 + 2 Jahre berücksichtigt. Bis zur Umsetzung dieser Änderung wurde die Änderung PNPE1348 Band C „Alternative SEU“ im Block 3 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt und ermöglicht die Erfüllung der Vorgabe [PISC-A-I].

3.3 FAZIT

Im Rahmen des 4. RP 900 stärkt EDF das Sicherheitsniveau für Unfallsituationen im Brennstoffgebäude in folgenden Bereichen:

- Verhinderung des Risikos einer unbeabsichtigten Entleerung des Brennstoffbeckens durch die Einrichtung redundanter Schutzmaßnahmen: motorbetriebene Absaugventile und Rückschlagklappen am Druckauslass des PTR-Kühlkreislaufs,
- Verhinderung des Risikos einer Freilegung der Brennelemente durch Sieden durch den Einbau einer Flammensperre, die das Risiko einer Brandausbreitung von einer PTR-Pumpe auf eine andere ausschließt,
- Verhinderung des Risikos einer Freilegung der Brennelemente durch den Einbau einer zusätzlichen, diversifizierten Möglichkeit zur Wasserzufuhr in das Brennelementbecken des Brennstoffgebäudes (BK) (das Teil des „harten Kerns“ ist).

Die deterministischen Untersuchungen haben gezeigt, dass die Akzeptanzkriterien für alle im Rahmen des Sicherheitsnachweises berücksichtigten Auslöser unter Berücksichtigung der bestehenden Vorkehrungen erfüllt sind.

Die durchgeführten Analysen haben darüber hinaus die Robustheit der Anlage gegenüber Störfällen bestätigt und gezeigt, dass die Ableitung der Restleistung sowie die Aufrechterhaltung des Wasservorrats im Brennelementbecken im Falle eines internen Störfalls nicht beeinträchtigt werden.

Ergänzend dazu wurde das Verhalten der Brennelementbecken der CPY-Baureihe unter den im Auslegungsreferenzrahmen des EPR von Flamanville 3 festgelegten Betriebsbedingungen bewertet. Die derzeitigen oder im Rahmen des 4. RP 900 vorgesehenen Schutzmaßnahmen ermöglichen es den Reaktoren der CPY-Generation, die Sicherheitsanforderungen zu erfüllen, die sich aus der Berücksichtigung der Betriebsbedingungen des deterministischen Auslegungsreferenzrahmens für den EPR-Reaktor von Flamanville 3 ergeben.

Die Einrichtung eines mobilen Kühlsystems (PTR bis) ermöglicht es, die Kältequelle zu diversifizieren und die Wiederherstellung der Kühlung des Brennelementbeckens im Falle eines Siedevorgangs zu verstärken. Dieses System ist Teil des „Noyau Dur“. Diese Art der Anordnung ermöglicht es, die Auslegung der Reaktoren der CPY-Generation an die der EPR-Reaktoren von Flamanville 3 anzunähern.

Die probabilistischen Studien zeigen, dass das Risiko einer Freilegung der Brennelemente bei unbeabsichtigten Entleerungen und einem Verlust der Kühlung des Brennelementbeckens im Zusammenhang mit internen Ereignissen äußerst unwahrscheinlich ist und in der Größenordnung von einigen 10^{-8} pro Jahr und Reaktor liegt. Was die Einwirkungen von äußeren Einflüssen betrifft, stellen die durchgeführten EPS eine erste Untersuchung des in Betrieb befindlichen Reaktorparks dar; sie liefern ergänzende Erkenntnisse zu den deterministischen Studien und bestätigen den Nutzen der im Rahmen des 4. RP 900 umgesetzten Maßnahmen.

ABSCHNITT 4: UNFÄLLE MIT KERNSCHMELZE

4 UNFÄLLE MIT KERNSCHMELZE 186
4.1 ZIELE 187
4.2 ERFÜLLUNG DER LERNZIELE 187
4.2.1 Allgemeines Vorgehen bei Unfällen mit Kernschmelze 187
4.2.2 Maßnahmen bei Situationen mit dem Risiko einer Kernschmelze 189
4.2.3 Minderung der radiologischen Folgen 196
4.2.4 EPS für Situationen mit Kernschmelze (EPS N2) 197
4.3 FAZIT 202

4 UNFÄLLE MIT KERNSCHMELZE

Im Rahmen des Sicherheitsnachweises für seine Kernkraftwerke wendet EDF das Prinzip der „tief gestaffelten Verteidigung“ an, das darin besteht, technische, materielle, menschliche oder organisatorische Ausfälle zu berücksichtigen und sich durch die Einrichtung aufeinanderfolgender, unabhängiger und sich ergänzender Verteidigungslinien dagegen abzusichern.

So werden Unfallabläufe unter der Annahme einer Kumulierung von Ausfällen untersucht, die in der Regel zum Verlust der Kernkühlfunktion und letztendlich zur Kernschmelze infolge des Wasserverlusts im Primärkreislauf führen.

Man kann vier Hauptphasen im Verlauf eines Unfalls mit Kernschmelze unterscheiden, falls dieser nicht unter Kontrolle gebracht werden kann:

- 1. Phase: Entleerung des Primärkreislaufs,
- 2. Phase: Entwässerung und anfängliche Schädigung des Reaktorkerns,
- 3. Phase: Fortgeschrittene Schädigung des Reaktorkerns,
- 4. Phase: Reaktorbehälterbruch und Phase außerhalb des Reaktorbehälters.

Ein Unfall mit Kernschmelze kann kurz- oder langfristig zu Freisetzungen in die Umwelt führen, wenn der Sicherheitsbehälter nicht dauerhaft aufrechterhalten werden kann.

Die Berücksichtigung von Unfallsituationen mit Kernschmelze war Gegenstand eingehender Untersuchungen im Rahmen der vorangegangenen periodischen Überprüfungen der verschiedenen Baureihen unter Einbeziehung der internationalen Unfallerfahrungen (Tschernobyl, Three Mile Island). In diesem Zusammenhang wurden gegenüber der ursprünglichen Auslegung der Anlagen erhebliche Verbesserungen vorgenommen, die auf technischen und dokumentarischen Weiterentwicklungen beruhen.

So wurden bei der Baureihe CPY bereits folgende technische Maßnahmen umgesetzt:

- die Druckentlastungs- und Filtervorrichtung für den Reaktorbehälter, die es ermöglicht, den Reaktorbehälter im Falle eines langsamen unfallbedingten Druckanstiegs zu schützen (Vorrichtung U5),
- die passiven autokatalytischen Wasserstoffrekombinatoren (RAP), die eine Ansammlung von Wasserstoff im Sicherheitsbehälter verhindern und das Risiko eines Verlusts der Eindämmung durch Wasserstoffverbrennung verringern,
- die Verbesserung der Zuverlässigkeit beim Öffnen der Druckminderer-Entlastungsleitungen, um die Risiken im Zusammenhang mit Kernschmelzunfällen unter Druck und mit Direct-Containment-Heating-Phänomenen (DCH) zu verringern,
- die Verstärkung der Schrauben des Materialzugangspuffers (TAM), wodurch die ultimative Druckfestigkeit des Reaktorbehälters erhöht wird,
- die Verbesserung der Dichtheit der RIS- und EAS-Systeme (Neujustierung der RIS-Schutzventile),
- eine Instrumentierung, die den Betrieb der Anlage ermöglicht und die Überwachung des Unfalls verbessert: Druckmessung im Reaktorbehälter über einen weiten Bereich, Erkennung eines möglichen Durchbruchs des Reaktorbehälters sowie Temperaturmessung an den Wasserstoffrekombinatoren.

Zudem wurde eine spezifische Betriebsanleitung für das Management von Unfallsituationen mit Kernschmelze erstellt.

4.1 ZIELE

Im Rahmen des 4. RP 900 sind die Ziele von EDF in Bezug auf Unfallsituationen mit Kernschmelze:

- das Risiko früher und umfangreicher Freisetzungen äußerst unwahrscheinlich zu machen;
- dauerhafte Auswirkungen auf die Umwelt zu vermeiden.

EDF hat sich insbesondere zum Ziel gesetzt, die Sicherheit bei Unfallsituationen mit Kernschmelze im Hinblick auf die Sicherheitsziele des EPR von Flamanville 3 zu verbessern, dessen bereits in der Auslegung vorgesehene Maßnahmen zur Risikominderung es ermöglichen, im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze nur sehr begrenzte Schutzmaßnahmen für die Bevölkerung – sowohl räumlich als auch zeitlich – zu ergreifen. Die Arbeiten von EDF konzentrierten sich auf folgende Bereiche:

- Die Ableitung der Restleistung ohne Öffnung der Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Sicherheitsbehälters;
- Die Stabilisierung des Coriums auf der Fundamentplatte des BR.

Unfallszenarien mit Kernschmelze, die zu potenziell erheblichen Freisetzungen führen, werden in fünf Kategorien eingeteilt:

- Beschädigung des Brennstoffs im BR mit frühzeitigem Verlust des Containments,
- Durchbruch der Fundamentplatte,
- später Verlust des Containments durch Versagen des Reaktorbehälters,
- Aufrechterhaltung des Containments mit Öffnung der Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Sicherheitsbehälters,
- Aufrechterhaltung der Sicherheitshülle ohne Öffnung der Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Reaktorbehälters.

Im Rahmen des 4. RP 900 konzentrieren sich die Arbeiten auf die Szenarien der ersten vier Kategorien, wobei die fünfte Kategorie eine Situation darstellt, in der der Sicherheitsbehälter unter Kontrolle und intakt bleibt und es zu keinen frühen oder erheblichen Freisetzungen kommt.

Die Szenarien sind Gegenstand deterministischer Studien zu den radiologischen Folgen, ergänzt durch probabilistische Bewertungen.

4.2 ERFÜLLUNG DER ZIELE

4.2.1 Allgemeiner Ansatz für Unfallsituationen mit Kernschmelze

Allgemeiner Teil – Stufe

Die Risikoanalyse in Bezug auf Unfallabläufe mit Kernschmelze stützt sich auf Szenarioanalysen mit geeigneten Berechnungsprogrammen. Diese Programme basieren auf physikalischen Modellen, die auf der Grundlage repräsentativer Experimente entwickelt und validiert wurden und auf dem neuesten Stand der internationalen Technik gehalten werden.

Die Auslegung der erforderlichen Maßnahmen für Unfälle mit Kernschmelze erfolgt deterministisch, kann jedoch probabilistische Grundlagen für die Auswahl der als Auslegungsgrundlage herangezogenen Szenarien nutzen, um mit dem Risiko, gegen das man sich absichern möchte, im Einklang zu stehen.

Diese Auslegung stützt sich zudem auf vernünftige, umfassende Annahmen, wobei bei Bedarf Sensitivitätsanalysen herangezogen werden, um das mögliche Vorhandensein eines *„Klippeneffekts“* zu erkennen.

Die Anlagen, die bei einem Unfall mit Kernschmelze als notwendig identifiziert wurden, tragen entweder direkt zur Eindämmung der Spaltprodukte oder direkt zur Bewältigung des Unfalls mit Kernschmelze bei. Sie

bilden die Verteidigungslinie zur Begrenzung der Folgen eines Unfalls mit Kernschmelze. Für diese materiellen Vorkehrungen gelten bestimmte Anforderungen (funktionale Anforderungen, Belastung und Einsatzdauer), um ihre Leistungsfähigkeit und Verfügbarkeit unter den Bedingungen eines Unfalls mit Kernschmelze zu gewährleisten.

Diese Ausrüstungen können entweder im Rahmen von baulichen Änderungen installiert oder aus dem bestehenden Materialbestand genutzt werden.

Bei bestehenden Ausrüstungen, die im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze als notwendig identifiziert wurden, wird eine Überprüfung ihrer Eignung unter den Bedingungen eines Unfalls mit Kernschmelze durchgeführt. Bestehende Ausrüstungen, für die der Nachweis der Eignung unter diesen Bedingungen nicht erbracht werden kann, werden im Rahmen der Vorgänge PNRL1896, PNPE1264, PNPE1486 und PNPE1347 durch qualifizierte Ausrüstungen ersetzt. Bei neuen Ausrüstungen, die zur Eindämmung von Unfallsituationen mit Kernschmelze erforderlich sind, werden diese Betriebsbedingungen bereits bei der Auslegung berücksichtigt.

Nach Abschluss aller im Rahmen des 4. RP 900 für die Baureihe CPY durchgeführten Überprüfungen stellen die Umgebungsbedingungen in den Räumen, in denen Maßnahmen zur Bewältigung von Unfallsituationen mit Kernschmelze erforderlich wären, die Fähigkeit der Einsatzkräfte nicht in Frage, die erforderlichen Maßnahmen in diesen Räumen über den notwendigen Zeitraum hinweg durchzuführen.

Ergänzend dazu hat EDF gemäß der von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [FOH-B] die tatsächliche Fähigkeit des Einsatzpersonals vor Ort überprüft, die Räume zu betreten und dort die im Nachweis der nuklearen Sicherheit im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze geforderten Maßnahmen durchzuführen (z. B. Zugänglichkeit der Kontroll- und Steuerungselemente, Fähigkeit zur Durchführung der Maßnahmen beim Tragen von persönlicher Schutzausrüstung, Verfügbarkeit der Werkzeuge, für den Zugang erforderliche Zeit). Die von EDF im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung der Reaktoren der 900-MWe-Klasse vorgesehenen Maßnahmen lauten wie folgt:

- Betriebsanpassung, um den Einsatz von Selbstüberwachungszellen zu ermöglichen, mit denen die RCV-RIS-Ventile im Falle eines APRP4 vom BL aus betätigt werden können. Geplante Änderung in Phase B;
- Umsetzung des Leitfadens zum Strahlenschutz bei radiologischen Notfällen spätestens in der Ergänzungsphase B;
- Bereitstellung der Liste der Räume, die Umwälzkreisläufe (Unfälle mit und ohne Kernschmelze) und/oder Durchführungen durch den Sicherheitsbehälter enthalten, an den Betreiber spätestens in der Ergänzungsphase B;
- Aktualisierung der Sonderbetriebsvorschrift für schwere Wetterereignisse, um im Falle einer Vorwarnung vor starkem Wind die Vorab-Ausrichtung der Nachspeisung der ASG-Abdeckung durch SER zu verlangen. Aktualisierung in Phase B (Ergänzungen) vorgesehen.

Darüber hinaus wird derzeit auf der CPY-Ebene eine Lösung entwickelt, um zu vermeiden, dass in einer H3-Situation im API-Zustand NSO das Innere des BR betreten werden muss. EDF hat sich zum Ziel gesetzt, diese Lösung in der Phase B (Ergänzungen) umzusetzen.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais weist hinsichtlich des Betriebszustands keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderungen:

- PNPE1264 „Austausch eines Kabels des ETY-Systems“,
- PNPE1471 „Austausch von Ventilen oder Ventildichtungen an den EAS-ND-Totarmen“,

- PNRL1896 „Austausch der Dichtungen eines Ventils des Systems zur Lagerung und Verteilung von Stickstoff (RAZ)“,

wurden am Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais vollständig durchgeführt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderungen:

- PNPE1347 „Austausch bestimmter elektrischer Stellantriebe und Schaltschränke der Systeme EAS und PTR“,
- PNPE1486 „Elektrische Robustheit AG/ND RCV 430 SM und EAS 002 VB“,

werden im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4. RP 900 am Block 3 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt.

4.2.2 Maßnahmen bei Situationen mit Risiko einer Kernschmelze

Allgemeiner Teil – Zwischenstufe

Ein Unfall mit Kernschmelze kann kurz- oder langfristig Freisetzungen in die Umwelt zur Folge haben, wenn die Integrität des Sicherheitsbehälters nicht dauerhaft aufrechterhalten werden kann. Die verschiedenen Risiken, die mit Unfallsituationen mit Kernschmelze verbunden sind, werden analysiert.

Je nach Risiko werden Maßnahmen umgesetzt, um entweder die Eintrittswahrscheinlichkeit zu verringern oder die Folgen zu verzögern und abzumildern.

❖ **Maßnahmen hinsichtlich des Risikos eines langsamen Druckaufbaus im Sicherheitsbehälter**

Ohne Ableitung der Leistung aus dem Sicherheitsbehälter führen die Verdampfung von Wasser auf dem Corium und die Entstehung nicht kondensierbarer Gase während der Wechselwirkung zwischen Corium und Beton zu einem langsamen Druckaufbau im Sicherheitsbehälter. Der Druck im Sicherheitsbehälter kann den Auslegungsdruck der Sicherheitsbehälter erreichen und die Öffnung der Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Sicherheitsbehälters erforderlich machen, was zu radioaktiven Freisetzungen in die Umwelt führt.

Im Rahmen des 4. RP 900 gewährleistet die Umsetzung der Anordnung EAS-ND (PNPP1811) die folgenden beiden Funktionen:

- das Überfluten und Kühlen des Coriums im Reaktorbehälter oder außerhalb des Reaktorbehälters,
- die Ableitung der Restleistung aus dem Sicherheitsbehälter.

Der Betrieb basiert zum einen auf einer EAS-ND-Pumpe, die im Direktinjektionsbetrieb aus dem PTR-Behälter oder im Umwälzbetrieb aus den BR-Sammelbecken betrieben werden kann, und zum anderen auf einem EAS-ND-Wärmetauscher, der die Kühlung des wieder eingeleiteten Wassers gewährleistet und selbst durch die „Source Froide Noyau Dur“ (SF-ND) gekühlt wird. Die „Source Froide Noyau Dur“ besteht aus einer mobilen Pumpanlage, die von der FARN transportiert und eingesetzt wird, sowie aus bautechnischen Einrichtungen an bestimmten Standorten (PNPP1972 und PNRL1844). Die EAS-ND- und SF-ND-Maßnahmen entsprechen der Vorschrift [AG-B-I]. Die EAS-ND-Maßnahme trägt zur Erfüllung der Vorschrift [AG-D-I] bei.

Die EAS-ND-Maßnahme ist so ausgelegt, dass Situationen mit Kernschmelze vermieden werden, die zum Öffnen der Druckentlastungs- und Filteranlage des Sicherheitsbehälters führen würden. Sie trägt zudem zur Verringerung der radiologischen Folgen von Situationen mit kontrollierter Einschließung bei.

Bestimmte Ventile oder Ventildichtungen an Hilfsrohrleitungen der EAS-ND-Anlage werden im Rahmen des Vorhabens PNPE1471 ausgetauscht, um ihre Beständigkeit unter Unfallbedingungen mit Kernschmelze sicherzustellen.

Die im Rahmen der Vorschrift [AG-B-II] durchgeführten Untersuchungen zur Druckaufbaukinetik des Sicherheitsbehälters ermöglichen es EDF zu dem Schluss zu kommen, dass der Sicherheitsnachweis gewährleistet ist, ohne dass

zusätzliches boriertes Wasser in das Reaktorgebäude einzuleiten, das über die Menge in der PTR-Wassersackdecke hinausgeht. Dennoch wurden als Reaktion auf die Vorschrift [AG-B-II] Maßnahmen identifiziert, die es ermöglichen, kurzfristig eine zusätzliche Menge an boriertem Wasser in das Reaktorgebäude einzuspeisen, die die im PTR-Behälter enthaltene Menge ergänzt, und die Fähigkeit des Betreibers, diese Maßnahmen im Rahmen des Krisenmanagements umzusetzen, wurde analysiert. Die geplanten Maßnahmen bestehen darin, die Dokumentation und die Instrumente, die den nationalen und/oder standortbezogenen Krisenteams zur Verfügung stehen, zu aktualisieren.

Darüber hinaus gewährleistet die Notstromversorgung der Breitband-Reaktordruckmessung durch das DUS, dass der Prüfdruck des Reaktorbehälters nicht überschritten wird, auch im Falle eines vollständigen Ausfalls der Stromversorgung.

Tatsächlich handelt es sich beim DUS (PNPP1666) um eine zusätzliche Notstromquelle, die nach dem Unfall von Fukushima (vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7) eingeführt wurde, um die Stromversorgung der EDF-Reaktoren zu stärken. Das DUS ermöglicht insbesondere die Wiederversorgung der Anlagen des „harten Kerns“, die in Unfallsituationen mit Kernschmelze benötigt werden, auch bei einem vollständigen Ausfall der Stromversorgung am Standort.

Aufgrund der Erkenntnisse aus dem Unfall von Fukushima wird eine erste Verstärkung der Druckentlastungs- und Filteranlage des Sicherheitsbehälters vorgenommen, um deren Beständigkeit gegenüber einem Erdbeben der Stufe SMHV sicherzustellen (PNPP1870). In Anwendung der Vorschrift [AG-C-II] wird eine zusätzliche Verstärkung der Druckentlastungs- und Filteranlage des Sicherheitsbehälters vorgenommen, um deren Beständigkeit gegenüber einem Erdbeben der Stufe SMS (PNPE1377) zu gewährleisten.

❖ **Maßnahmen hinsichtlich des Risikos eines Verlusts der Sicherheitshülle durch Erosion und/oder Durchbruch der Fundamentplatte**

Im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze kann die Kernschmelze zur Bildung eines Corium-Bades führen, das letztendlich den Reaktorbehälter durchbrechen und anschließend zur Erosion des Fundaments führen kann, wodurch die Sicherheitshülle gefährdet wird.

Um das Risiko eines Verlusts der Sicherheitshülle bei einem Unfall mit Kernschmelze durch Erosion der Fundamentplatte zu begrenzen, wird eine Vorrichtung eingesetzt (PNPP1976), die auf der Stabilisierung des Coriums unter Wasser nach dessen trockener Ausbreitung basiert: Die Ausbreitung des Coriums nach dem Durchbruch des Reaktorbehälters erfolgt im Reaktorschacht und im RIC-Raum. Diese Lösung ähnelt im Prinzip der bei Reaktoren vom Typ EPR (Core-Catcher) umgesetzten; sie berücksichtigt die F&E-Programme zur Wechselwirkung zwischen Corium und Beton und ermöglicht den Erhalt der tragenden Fundamentplatte des Sicherheitsbehälters. Diese Anordnung entspricht der Vorschrift [AG-A-I].

Die Untersuchungen zielen darauf ab, den Erhalt der tragenden Fundamentplatte des Sicherheitsbehälters bei einem Unfall mit Kernschmelze nachzuweisen. Dadurch kann eine signifikante Betondicke aufrechterhalten werden, die den Großteil ihrer mechanischen Eigenschaften bewahrt und in solchen Situationen die radiologische Eindämmung durch die dritte Barriere gewährleistet. In Anwendung der Vorschrift [AG-A-II] hat EDF:

- der Behörde für nukleare Sicherheit einen detaillierten Vorentwurf vorgelegt, der die Verdickung der Fundamentplatte der Reaktorgebäude ermöglicht, deren Beton einen sehr hohen Siliziumdioxidgehalt aufweist. Dieser Vorentwurf umfasst eine Studie zur Optimierung des Strahlenschutzes für das Einsatzpersonal;
- hat der Behörde für nukleare Sicherheit die Schlussfolgerungen seines auf Versuchen basierenden Untersuchungsprogramms zum Verhalten von Fundamentplatten im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze vorgelegt und sich für die Verdickung der stark siliziumhaltigen Fundamentplatten der Reaktoren der Kernkraftwerke Blayais und Dampierre ausgesprochen.

Um der Forderung der ASNR nachzukommen und die Sicherheitsmargen hinsichtlich des Erhalts der tragenden Fundamentplatte des Sicherheitsbehälters so weit wie möglich zu verbessern, wird EDF letztendlich alle Fundamentplatten der Reaktorgebäude aus hochsilikatischem Beton der 900-MWe-Reaktoren (PNPP1976) innerhalb der in der Vorschrift [AG-A-II] festgelegten Fristen verdicken.

Ergänzend dazu und in Anwendung der Vorschrift [AG-A-III] verstärkt EDF die Wände zwischen dem internen Kerninstrumentierungsraum (RIC) und dem Bereich der Sumpfbecken am Boden des Sicherheitsbehälters des Reaktorgebäudes, um jegliches Risiko zu vermeiden, das durch ein Durchdringen des Coriums entstehen könnte (PNPP1976).

Die trockene Ausbreitung des Coriums wird durch die vorherige Abdichtung des Reaktorkesselschachts und des angrenzenden RIC-Raums gewährleistet. In diesem Zusammenhang werden die RGE in Phase B geändert, um die Mittel zur Wassererkennung im Reaktorkesselschacht und im RIC-Raum im Normalbetrieb zu optimieren. Die Wiederüberflutung des Coriums von oben erfolgt anschließend durch Schwerkraft mit dem Wasser aus den Sammelbecken und dem Boden des Reaktorgebäudes, die zuvor über die RIS-Kreisläufe, EAS oder über die Null-Durchfluss-Leitung der Pumpe der EAS-ND-Anordnung oder aktiv durch die Einspeisung von Wasser in den Reaktorbehälter nach der Verteilung des Coriums, falls die Sammelbecken des BR nicht gefüllt worden wären.

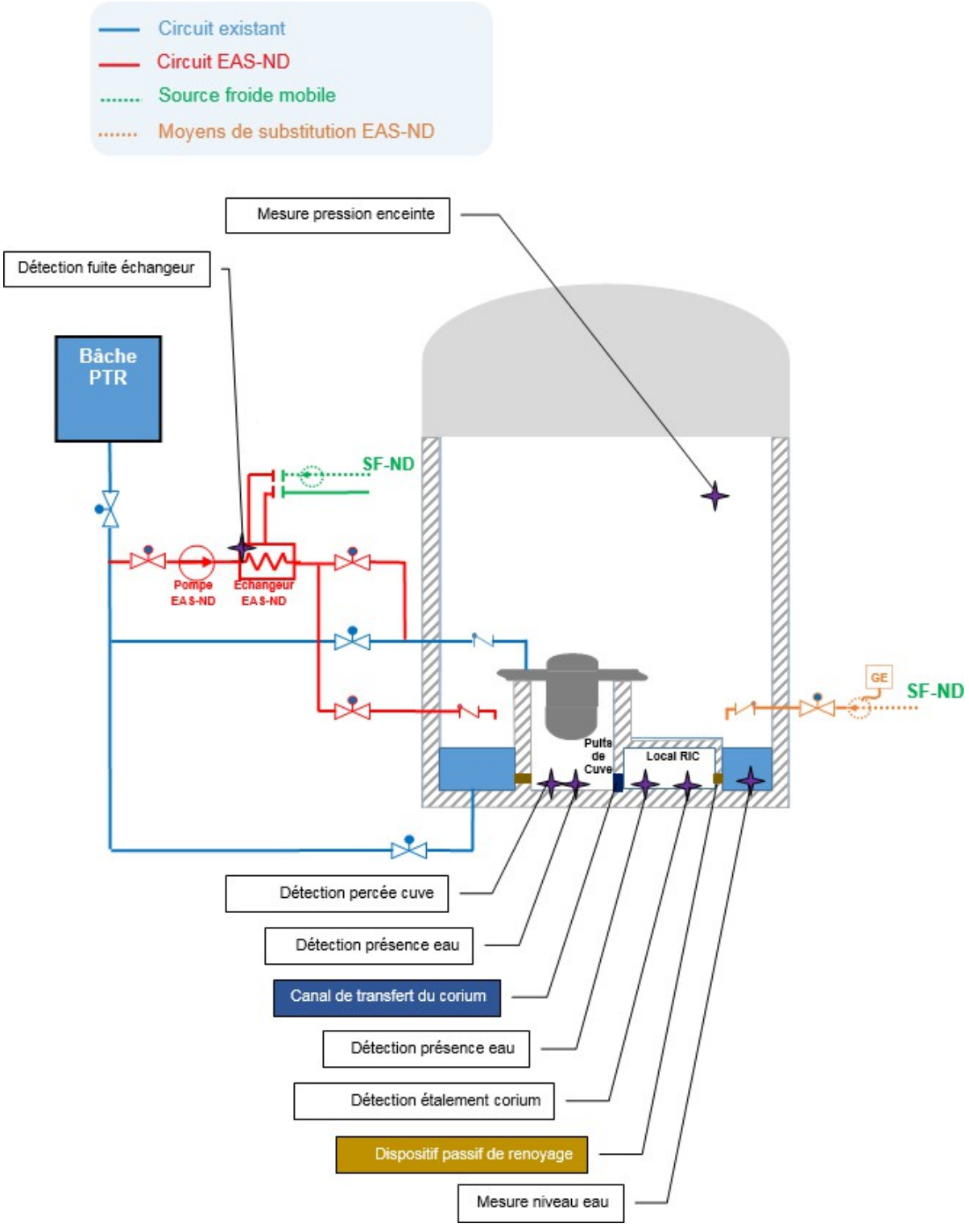
Die schwerkraftbedingte Wiederüberflutung des Coriums wird durch redundante Bohrungen in den Wänden der Behälter-Schachträume und des RIC-Raums gewährleistet, die durch eine passive Ventilanordnung (oder Klappen) verschlossen sind, welche die Dichtheit zwischen dem am Boden des BR angesammelten Wasser und dem Ausbreitungsbereich sicherstellt. Dies garantiert eine trockene Ausbreitung des Coriums. Die Aufhebung der Absperrvorrichtung wird nach dem Ausbreiten des Coriums durch das Reißen von Schmelzseilen ausgelöst.

Die Kühlung des Coriums und die langfristige Ableitung der Restleistung aus dem Reaktorgebäude werden durch die Maßnahmen EAS-ND und SF-ND gewährleistet.

Die Messung zur Erkennung eines Behälterdurchbruchs (PNXX1746, Thermoelement im Behälterschacht) ermöglicht es, bei Bedarf eine Wassereinspritzung auf das Corium über den Behälter zum effektivsten Zeitpunkt sicherzustellen, der der Wiederflutung nach dem trockenen Ausbreiten des Coriums entspricht. Diese Messung wird durch das DUS im Rahmen des Vorfalls PNPE1387 unterstützt.

Ergänzend dazu und im Anschluss an die Untersuchung im Rahmen der Ständigen Expertengruppe für Reaktoren (GPR) zu Unfällen mit Kernschmelze, die am 27. und 28. März 2019 stattfand:

- führt EDF eine spezielle Messtechnik ein, mit der die Ausbreitung des Coriums über die gesamte Fläche des RIC-Raums (PNPE1387) erfasst werden kann, und berücksichtigt diese Informationen in der AG-Leitstrategie.
- EDF führt eine zusätzliche Maßnahme ein, die im Falle eines mittel- bis langfristigen Ausfalls des EAS-ND (PNPE1362) eine Wasserzufuhr in den Boden des Sicherheitsbehälters mittels mobiler Einrichtungen über einen ausreichenden Zeitraum ermöglicht, um die Erosion der Fundamentplatte zu begrenzen. Diese Maßnahme entspricht der Vorschrift [AG-B-III]. Die Steuerung dieser Wasserzufuhr erfolgt über eine Wasserstandsmessung am Boden des BR (PNPE1386).



Prinzipskizze der EAS-ND-Maßnahmen und der Stabilisierung des Coriums

❖ **Maßnahmen in Bezug auf die am Containment beteiligten Funktionen und Ausrüstungen**

Die Durchführungen des Sicherheitsbehälters, einschließlich der Absperrventile, die automatischen Absperrbefehlen unterliegen, werden vor dem Eintritt eines Unfalls mit Kernschmelze geschlossen. Bei Durchführungen durch den Sicherheitsbehälter, deren Absperrung durch ein motorbetriebenes Bauteil erfolgt, gewährleistet die elektrische Notstromversorgung dieser Bauteile durch das DUS (PNPE1073 und PNPE1068) deren Betriebsfähigkeit, auch bei vollständigem Ausfall der Stromversorgung

. Das DUS gewährleistet zudem die elektrische Notstromversorgung eines Belüftungs- und Luftfilterkreises des Kontrollraums (über die Änderung PNPE1068), um die Aufrechterhaltung dieser Funktionen im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze infolge einer Situation (H3) zu ermöglichen.

Im Hinblick auf die Verbesserung der Widerstandsfähigkeit bestimmter an der Sicherheitshülle beteiligter Komponenten bei Unfällen mit Kernschmelze führt EDF den Austausch der Sichtfenster der BR-Schleusen durch („Verstärkung der Sichtfenster der BR-Schleuse“ PNPP1631).

❖ **Betrieb der EAS-ND-Anlage im Umwälzbetrieb**

Die langfristige Bewältigung von Unfallsituationen mit Kernschmelze beruht auf dem Umwälzbetrieb der EAS-ND-Anlage, um das Corium unter Wasser zu halten und die Restleistung aus dem BR abzuleiten. Die Auslegungsanforderungen der EAS-ND-Anlage sind an die vorgesehene Situation angepasst und gewährleisten ein hohes Maß an Zuverlässigkeit der Anlagenkomponenten für eine angestrebte Betriebsdauer der Anlage von einem Jahr. Im Hinblick auf den langfristigen Umwälzbetrieb bei einem Unfall mit Kernschmelze und zur Begrenzung der möglichen Folgen eines Lecks im EAS-ND-Kreislauf richtet EDF eine Vorrichtung ein, um ein möglicherweise auftretendes Leck im EAS-ND-Kreislauf (PNPP1541) außerhalb des Sicherheitsbehälters zu bewältigen. Diese Maßnahme besteht darin, die Leckagen aus den empfindlichsten Komponenten des EAS-ND-Systems über dessen gesamte Einsatzdauer hinweg im BK aufzufangen, um die Folgen hinsichtlich der Freisetzungen in die Umwelt zu begrenzen. Ergänzend dazu setzt EDF eine Vorkehrung zur Rückführung der in den Auffangbecken des BK (PNPE1362) vorhandenen Abwässer in den BR um. Diese Vorkehrungen zur Sammlung und Rückführung entsprechen den Vorschriften [AG-B-IV] und [AG-D-I].

Darüber hinaus setzt EDF im Rahmen des Notfallmanagements ein System zur Erkennung möglicher interner Leckagen am EAS-ND-Wärmetauscher ein, um sicherzustellen, dass die Kaltquelle nicht kontaminiert wird. Diese Maßnahme wird auf der Grundlage eines von der FARN eingesetzten mobilen Systems durchgeführt.

❖ **Maßnahmen hinsichtlich des Risikos eines Verlusts der Sicherheitshülle durch direkte Erwärmung des Reaktorbehälters**

Das Öffnen und Offenhalten der Druckhalterventile ist im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze erforderlich, um die Druckentlastung des Primärkreislaufs sicherzustellen und so den möglichen Folgen einer Kernschmelze unter Druck vorzubeugen. Ist der Primärkreislauf beim Durchschlagen des Reaktorbehälters unter Druck, kann ein Teil des Coriums in den Sicherheitsbehälter gelangen, was zu einem erheblichen Temperatur- und Druckanstieg im Sicherheitsbehälter führt.

Angesichts dieses Risikos hat EDF im Rahmen des 3. RP 900 eine Änderung umgesetzt, die darauf abzielt, die Steuerung der Druckhalterventile (PNXX1721) zuverlässiger zu gestalten, um das Öffnen und Offenhalten dieser Ventile auch bei Ausfall der Stromversorgung zu gewährleisten.

Im Rahmen des 4. RP 900 verstärkt EDF die Anlagen durch den Austausch der Ventilkörper des Druckhalters, um deren Entlastungskapazität bei niedrigem Primärdruck zu erhöhen (PNPP1595). Diese Änderung besteht darin, den Entlastungsquerschnitt bei niedrigem Druck im gesteuerten Öffnungszustand zu vergrößern.

Schließlich gewährleistet die elektrische Notversorgung der Druckhalterventile durch das DUS deren Öffnung in Unfallsituationen mit Kernschmelze infolge eines vollständigen Ausfalls der Stromversorgung (H3).

❖ **Maßnahmen hinsichtlich des Risikos eines Containmentverlusts durch eine Dampfexplosion außerhalb des Reaktorbehälters**

Im Falle eines Reaktorbehälterbruchs basiert die Maßnahme zur Stabilisierung des Coriums außerhalb des Reaktorbehälters auf einer Strategie der Trockenausbreitung des Coriums, gefolgt von einer passiven Wiederüberflutung durch Wasser aus den Sammelbecken. Dies erfordert technische Vorkehrungen (PNPP1976), die darauf abzielen, das Eindringen von Wasser in den Ausbreitungsbereich vor dem Reaktorbehälterbruch zu verhindern. Diese Vorkehrungen verhindern, dass das Corium in einen zuvor gefluteten Reaktorkammernbrunnen gelangt, wodurch jegliches Risiko einer Dampfexplosion außerhalb des Reaktorkessels in solchen Situationen ausgeschlossen wird.

❖ **Maßnahmen hinsichtlich des Risikos einer erneuten Kritikalität des Coriums**

Bei bestimmten geometrischen Konfigurationen des Coriums während der Kühlung durch Einspritzen von nicht boriertem Wasser könnte es zu einer erneuten Kritikalität kommen, was einen Anstieg der abzuführenden Leistung zur Folge hätte. Um dieses Risiko zu vermeiden, legen die Betriebsverfahren konservativ fest, wie nicht boriertes Wasser während der kurz-, mittel- und langfristigen Phasen eines Unfalls mit Kernschmelze eingesetzt werden darf.

❖ **Umgang mit kontaminiertem Wasser**

Die Begrenzung des Risikos einer Ausbreitung flüssiger radioaktiver Stoffe außerhalb des Standorts basiert auf drei Verteidigungslinien:

- Das EAS-ND-System, dessen Auslegungs- und Fertigungsanforderungen ein geringes Leckageniveau außerhalb des Sicherheitsbehälters gewährleisten, bildet eine erste Verteidigungslinie;
- Die Auffangung von Leckagen aus den empfindlichsten Komponenten des EAS-ND-Systems (PNPP1541) sowie die Rückführung der in den Auffangbecken des BK (PNPE1362) vorhandenen Abwässer in den BR bilden eine zweite Verteidigungslinie;
- Eine dritte Verteidigungslinie im Rahmen des Krisenmanagements ist darauf ausgelegt, die Einhaltung der Qualitätsrichtwerte für Wasser für den menschlichen Gebrauch sowohl in der kurzfristigen als auch in der langfristigen Phase eines Unfalls mit Kernschmelze zu gewährleisten:
    - Gemäß der Vorschrift [AG-D-II] wird EDF über die erforderlichen Mittel verfügen, um die Kontamination des im Reaktorgebäude vorhandenen Wassers nach einem Unfall mit Kernschmelze zu verringern, und stellt deren Betriebsbereitschaft vor Ort sicher (PNPE1362 und PNPE1449);
    - Gemäß der Vorschrift [AG-D-III] hat EDF, um das Ausmaß und die Dauer der Wasserverschmutzung in der Umwelt im Falle eines Austritts von kontaminiertem Wasser aus den Gebäuden nach einem Unfall mit Kernschmelze zu begrenzen, Maßnahmen zur Eindämmung der Ausbreitung radioaktiver Stoffe über den Boden und das Grundwasser außerhalb des Standorts untersucht. Diese Untersuchungen ergaben keinen Hinweis darauf, dass angesichts der sicherheitsrelevanten Herausforderungen zusätzliche Maßnahmen erforderlich wären.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Blayais weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands

des Blocks Die Änderungen:

- PNPE1068 Band A „Stromverteilung im Kernbereich“,
- PNPE1073 „Leittechnik für den bestehenden Kernbereich“,
- PNPE1449 „Dekontamination der Abwässer aus dem BR“,
- PNPE1471 „Austausch von Ventilen oder Ventildichtungen an den Totarmen des EAS ND“,
- PNPP1541 „Einrichtung eines Abwassersammelsystems für Unfälle mit Kernschmelze (einschließlich EAS014VB)“,
- PNPP1595 außerhalb von Band C „Austausch der SEBIM-Ventilköpfe“,
- PNPP1631 „Verstärkung der Sichtfenster der BR-Druckkammer“,

- PNPP1666 „Notfall-Dieselaggregat“,
- PNPP1811 „Einrichtung eines EAS-ND-Systems zur Wassereinspritzung in den Primärkreislauf und zur Ableitung der Restleistung“,
- PNPP1870 „Verstärkung der Erdbebensicherheit der Entlüftungsvorrichtung des U5-Behälters für Erdbeben der Stufe SMHV“,
- PNPP1976 „Einbau einer Vorrichtung zur Trockenverteilung und Stabilisierung des Coriums unter Wasser“,
- PNPP1976 „Verstärkung der Trennwände zwischen dem internen Kerninstrumentierungsraum (RIC) und dem Bereich der Sumpfbecken am Boden des Sicherheitsbehälters des Reaktorgebäudes“,
- PNXX1721 „Verbesserung der Zuverlässigkeit der Steuerung der Druckhalterventile“,
- PNXX1746 „Erkennung von Behälterdurchbrüchen und Betrieb des Wasserstoffrekombinators bei hohen Temperaturen“,
- PNRL1844 „Standortspezifische Auslegung für die ultimative Kaltquelle: Zugangsrampen zur Kaltquelle“,
- PNRL1976 „Betriebsänderung – Änderung der Schwellenwerte für den BK-Sumpf zur Auffangung von Leckagen aus EAS014VB“,

wurden am Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPP1976 „Arbeiten zur Verdickung der Fundamentplatten der BR“ wird am Block 3 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen einer spezifischen Planung unter Einhaltung der Fristen gemäß Punkt 3 von [AG-A-II] umgesetzt.

Die Änderung PNPE1377 „Verstärkung der Erdbebensicherheit der Kompressions- und Filteranlage des U5-Behälters auf SMS-Niveau“ wird im Rahmen eines spezifischen Zeitplans am Block 3 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt, wobei die Integration unter Einhaltung der Fristen von [AG-C II] vorgesehen ist.

Die Änderung PNPE1387 „Einrichtung einer Coriumausbreitungsdetektion im RIC-Raum (Kerninstrumentierung) und Notstromversorgung durch den DUS (Diesel-Notstromaggregat) für das Thermoelement zur Coriumausbreitungsdetektion im RIC-Raum“ wird im Block 3 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4. RP 900 umgesetzt.

Die Änderungen:

- PNPE1386 „Einrichtung eines Messpegels für den Sumpf im Reaktorgebäude“,
- PNPE1362 „Einbau von festen Einspeise- und Absaugleitungen im Reaktorgebäude sowie einer mobilen Ersatzvorrichtung für das EAS-ND, Rückführung der Abwässer aus dem Brennelementgebäude in das Reaktorgebäude“,

werden im Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen der Phase B „Ergänzungen“ der Änderungen des 4. RP 900 umgesetzt.

Die Änderung PNPE1068 Band C „Austausch des Schaltschranks LLJ001CR“ wird am Block 3 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration spätestens in Phase B „Ergänzungen“ der Änderungen des 4. RP 900 vorgesehen ist.

4.2.3 Reduzierung der radiologischen Folgen

Allgemeiner Teil – Ebene

❖ **Vorgehensweise**

Im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze hat die Aufrechterhaltung des Containments oberste Priorität, um Freisetzungen in die Umwelt zu begrenzen. Für Szenarien ohne unkontrollierten Verlust des Containments werden Berechnungen der radiologischen Folgen durchgeführt.

Die radiologischen Folgen von Unfällen mit Kernschmelze werden anhand eines Referenzquellenausdrucks bewertet. Dieser Referenzquellenausdruck ist ein Entkopplungsquellenausdruck, der die Freisetzungen in die Umwelt für diese Situationen umfasst. Die wichtigsten Annahmen werden in den folgenden Absätzen dargelegt.

Die zugrunde gelegten physikalischen Annahmen sind für die Situation vor und nach dem 4. RP 900 identisch, um die Auswirkungen der gewählten Maßnahmen bewerten zu können.

Die Freisetzungskinetik der Radionuklide im Sicherheitsbehälter verläuft in drei unterschiedlichen Phasen: der Freisetzungsphase im Reaktorbehälter, der Freisetzungsphase durch Corium-Beton-Wechselwirkung (ICB) und der Phase der späten Freisetzung im Reaktorbehälter. Jeder dieser Phasen sind Freisetzungsraten zugeordnet, die vom jeweiligen Spaltprodukt abhängen. Durch die Aufrechterhaltung eines basischen pH-Werts in den Sammelbecken des Sicherheitsbehälters lassen sich die Freisetzungen von flüchtigem radioaktivem Jod vernachlässigbar gering halten. Im Anschluss an die Sitzung der Ständigen Expertengruppe für Reaktoren (GPR) zu Unfällen mit Kernschmelze am 27. und 28. März 2019 und in Anwendung der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [CR-B] führt EDF eine Maßnahme durch, die darin besteht, am Boden der Auffangbecken wasserlösliche Alkaliverbindungen (PNPE1410) einzubringen.

Die Bewertung der in die Atmosphäre freigesetzten Radioaktivität und der damit verbundenen radiologischen Folgen erfolgt:

- im Zustand vor RP4 900 unter der Annahme, dass die Druckentlastungs- und Filteranlage des Sicherheitsbehälters 24 Stunden nach Eintritt eines Unfalls mit Kernschmelze in Betrieb genommen wird. Zu Ungunsten der Berechnungen der radiologischen Folgen wird der Metallvorfilter der Druckentlastungs- und Filteranlage des Sicherheitsbehälters nicht berücksichtigt.
- im Zustand RP4 900 ohne Öffnung der Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Reaktorbehälters. Durch die Umsetzung der EAS-ND-Maßnahme (PNPP1811) mit einem Wärmetauscher, der über eine unabhängige Kältequelle (SF-ND) verfügt, kann die Öffnung der Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Reaktorbehälters vermieden werden.

❖ **Abschätzungen der Strahlendosen für die Bevölkerung**

Die Strahlendosen für die Bevölkerung werden anhand der in die Atmosphäre freigesetzten Radioaktivitäten berechnet. Die Dosen werden für eine Bevölkerung berechnet, die sich in Lee des vom Unfall betroffenen Blocks befindet. Die effektive Dosis durch Bestrahlung und Einatmen der Wolke sowie die äquivalente Schilddrüsendosis durch Einatmen werden anhand der Ausbreitung der in die Atmosphäre freigesetzten Radioaktivität und der Dosisumrechnungsfaktoren bewertet. Der Vergleich der Bevölkerungsdosen im Zustand vor RP4 900 und im Zustand RP4 900 ermöglicht es, die Vorteile zu bewerten, die sich aus den für das 4. RP 900 umgesetzten Änderungen ergeben.

Die bei Umsetzung der EAS-ND-Bestimmung ermittelten Dosen für die Bevölkerung zeigen, dass keine Gegenmaßnahmen über 5 km für die Evakuierung und über 10 km für die Einnahme von stabilem Jod erforderlich sind.

Der Vergleich mit dem Szenario ohne Umsetzung der EAS-ND-Bestimmung zeigt, dass diese Änderung es ermöglicht, die radiologischen Folgen eines Unfalls mit Kernschmelze erheblich zu begrenzen.

Blockspezifischer Teil 3 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Blayais weist im Vergleich zum Palier-Zustand keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPP1811 „Einbau eines EAS-ND-Systems zur Wassereinspeisung in den Primärkreislauf und zur Ableitung der Restleistung“ wurde im Block 3 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPE1410 „Einbau von Natriumtetraborat-Körben in die Sammelbecken des Reaktorgebäudes“ wird am Block 3 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen einer spezifischen Planung unter Einhaltung der Fristen von [CR-B] umgesetzt.

4.2.4 EPS in Bezug auf Situationen mit Kernschmelze (EPS N2)

Allgemeiner Teil – Stufe

Im Rahmen des 4. RP 900 hat EDF eine Reihe von sogenannten EPS-Studien der Stufe 2 durchgeführt, in die die Erkenntnisse aus den im Rahmen der 3. RP der Leistungsstufen 900 MWe und anschließend 1300 MWe entwickelten EPS der Stufe 2 eingeflossen sind.

Ziel dieser Studien ist es, das Risiko von Freisetzungen zu bewerten und das Sicherheitsniveau der Anlage zu bestimmen. Darüber hinaus hat sich EDF zum Ziel gesetzt, die Häufigkeit von Szenarien zu verringern, die insbesondere zu frühen und umfangreichen Freisetzungen oder zum Durchbruch der Fundamentplatte führen.

Die EPS der Stufe 2 wird auf der Grundlage des EPS-Modells der Stufe 1 entwickelt. Die verwendete Methodik wird aus dem 3. RP 1300 übernommen, dessen Eingabedaten im Folgenden aufgeführt sind:

- Bewertung der Endfestigkeit des Sicherheitsbehälters: Die Untersuchung des Verhaltens des Sicherheitsbehälters jenseits der Auslegungsbedingungen ist ein wichtiger Schritt bei der Entwicklung einer EPS der Stufe 2. Die für die EPS der Stufe 2 durchgeführten mechanischen Strukturuntersuchungen ermöglichen es, die verschiedenen möglichen Versagensmodi des Sicherheitsbehälters zu charakterisieren, um eine Wahrscheinlichkeitsverteilung der Endfestigkeit des Sicherheitsbehälters (Fragilitätskurve) zu erstellen.
- Phänomenologie *„Unfall mit Kernschmelze“*: Angesichts ihres Ziels, das Risiko von Freisetzungen unter dem doppelten Gesichtspunkt von Häufigkeit und Amplitude zu bewerten, modelliert die Sicherheitsbewertung der Stufe 2 die verschiedenen möglichen Arten des Containmentverlusts. Dabei spielt das Auftreten physikalischer Phänomene, die bei einem Unfall mit Kernschmelze auftreten können, eine wichtige Rolle. Die phänomenologischen Studien stützen sich auf Daten aus dem internationalen Stand der Technik, die in den deterministischen Studien ermittelt wurden, sowie auf Ergebnisse, die mit speziellen Berechnungsprogrammen gewonnen wurden.
- Menschlicher Faktor: Mit Ausnahme einiger vorgeschriebener Maßnahmen im Rahmen des „Conduite Incidentelle – Accidentelle“ (Verhalten bei Zwischenfällen und Unfällen) stammen die modellierten Aufgaben hauptsächlich aus dem Verhalten bei einem Unfall mit Kernschmelze. Die probabilistische Bewertung des menschlichen Faktors erfolgt mithilfe einer Quantifizierungsmethode, die es ermöglicht, die Besonderheiten der verschiedenen in Krisensituationen auftretenden Führungssysteme (Führungsteam, dann lokales Krisenteam und schließlich nationales Krisenteam) sowie die für die Durchführung der Maßnahme verfügbaren Zeitfenster zu berücksichtigen.
- Zuverlässigkeit der Systeme, die zur Begrenzung der Folgen eines Unfalls mit Kernschmelze herangezogen werden.

Jede Funktionssequenz führt zu einer Auswirkung, die als *„Freisetzungskategorie“* bezeichnet wird. Anhand dieser Freisetzungskategorien lassen sich Unfallszenarien zusammenfassen, die hinsichtlich der Freisetzungen als vergleichbar eingestuft werden:

- Freisetzungen „*über die Luft*“:
  - R1: frühe und erhebliche Freisetzungen; hierbei handelt es sich um alle Abläufe mit einem vollständigen Bruch oder einer Umgehung des Sicherheitsbehälters vor Ablauf von 24 Stunden (β-Modus), um einen durch Unfallphänomene mit Kernschmelze verursachten Sicherheitsbehälterbruch (einschließlich induzierter RTGV), um heterogene Verdünnungen mit einem transienten Kritikalitätsanstieg sowie um Kernschmelzen mit Umgehung. Zu dieser Kategorie gehören auch Freisetzungen im Falle der Freilegung einer oder mehrerer Brennelemente im Reaktorkern, was das von EDF gewählte Abgrenzungskriterium hinsichtlich des Risikos massiver Freisetzungen für den Reaktorkern darstellt,
  - R2: späte, ungefilterte Freisetzungen; hierbei handelt es sich um Abläufe mit einem Bruch des Sicherheitsbehälters nach 24 Stunden infolge seiner langsamen Druckbeaufschlagung (Fehlschlag beim Öffnen oder Ausfall der Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Sicherheitsbehälters),
  - R3: gefilterte späte Freisetzungen; hierbei handelt es sich um Szenarien, bei denen die Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Sicherheitsbehälters zum Einsatz kommt,
  - R4: Begrenzte Freisetzungen bei intaktem Sicherheitsbehälter,
  - RD: Ausbrüche vom Auslegungsfalltyp (Ausbrüche, deren Ausmaß und Kinetik mit Auslegungsfällen oder Unfällen des ergänzenden Bereichs übereinstimmen).

Es handelt sich um Freisetzungen in die Luft über den normalen Teil des Sicherheitsbehälters.

- Freisetzungen über den „*Wasserweg*“:
  - RP: durchbrochene Fundamentplatte; hierbei handelt es sich um alle Szenarien mit einer Verlagerung des Reaktorkerns in den Reaktorbehälter, die zum Durchbruch des Reaktorbehälters und schließlich zum Durchbruch der Fundamentplatte führt,
  - RI: intakte Fundamentplatte; hierbei handelt es sich um alle Abläufe ohne Durchbruch der

Fundamentplatte. Um die Ziele zu erreichen, wird den Freisetzungen R1 und RP besondere Aufmerksamkeit gewidmet.

Die Ergebnisse der Prüfung des 3. RP 1300 werden berücksichtigt und gemäß den von EDF ergriffenen Maßnahmen integriert. Die wesentlichen methodischen Weiterentwicklungen im Vergleich zum 3. RP der 1300-MWe-Generatorstufe betreffen folgende Themen:

- H_2-Verbrennung (oder CO): Absicherung durch Sensitivitätsstudien zum Risiko einer Verbrennung im Sicherheitsbehälter, auch während der Phase eines Kernschmelzunfalls außerhalb des Reaktordruckbehälters,
- Risiko einer induzierten RTGV und eines induzierten Bruchs des Heißstrangs: Verbesserung der im EPS des 3. RP 1300 verwendeten Methodik,
- Anheben des Reaktordruckbehälters: Das Risiko einer Umgehung des Sicherheitsbehälters an den Durchführungen des Sicherheitsbehälters infolge eines möglichen Anhebens des Reaktordruckbehälters wurde in Übereinstimmung mit den Studien zum EPR von Flamanville 3 berücksichtigt,
- Corium-Beton-Wechselwirkung (ICB): Weiterentwicklung der Modellierung auf der Grundlage der jüngsten Versuche,
- Freisetzungen bei Auslegungsunfällen: Es wird eine Gruppierung von Freisetzungskategorien eingeführt, um die Szenarien der Auslegungsunfälle und des ergänzenden Bereichs zu behandeln.

EPS N2 „*Interne* Ereignisse“

Diese Sicherheitsanalyse bewertet die Art und das Risiko radioaktiver Freisetzungen bei Ereignisabläufen, von denen angenommen wird, dass sie zu einer Beschädigung des Brennstoffs führen, im Rahmen der Sicherheitsanalyse der Stufe 1 „*Interne* Ereignisse“ sowie bei Bypass-Ereignissen ohne Kernschmelze.

Frühe Freisetzungen (R1)

Die Häufigkeit vorzeitiger Freisetzungen hat sich halbiert. Diese Verbesserung ist im Wesentlichen auf die Stromversorgung der elektrischen Abschaltventile des Reaktorbehälters (PNPE1073 und PNPE1068) durch das DUS zurückzuführen, was

die Kontrolle über den Sicherheitsbehälter im Falle eines vollständigen Ausfalls der Stromquellen verbessert. Das Risiko früher Freisetzungen liegt in der Größenordnung von einigen 10^{-7} pro Jahr und Reaktor, was weniger als 10 % des Risikos einer Kernschmelze des EPS bei internen Ereignissen der Stufe N1, 4. RP 900, entspricht und das Risiko früher und erheblicher Freisetzungen äußerst unwahrscheinlich macht.

Durchbrochene Fundamentplatte (RP)

Die jährliche Häufigkeit eines Durchbruchs der Fundamentplatte, die am Ende des 3. RP 900 auf einige 10^{-6} pro Jahr und Reaktor geschätzt wurde, wurde im 4. RP 900 dank der Maßnahmen zur Trockenausbreitung und Wiederbenetzung des Coriums (PNPP1976) in Verbindung mit der Einführung des EAS-ND-Systems (PNPP1811) sowie der „Source Froide Noyau Dur“, die insbesondere die Langzeitkühlung des Coriums ermöglicht, weiter reduziert. Diese technischen Vorkehrungen sowie – für die schnellsten Transienten – ein geeignetes Verfahren zur Rückführung des Coriums, das auf der Messung zur Erkennung eines Behälterdurchbruchs (PNXX1746) basiert, ermöglichen die Stabilisierung des Coriums auf der Fundamentplatte und die Ableitung der Restleistung aus dem Sicherheitsbehälter. Die Wahrscheinlichkeit eines Durchbruchs der Fundamentplatte wird auf eine Häufigkeit in der Größenordnung von einigen 10^{-7} pro Jahr und Reaktor reduziert, was dem Ziel entspricht, dauerhafte Auswirkungen auf die Umwelt zu vermeiden.

EPS N2 „Einwirkungen“

❖ Allgemeiner Ansatz

Die wichtigsten Einwirkungen wurden modelliert, was eine Premiere im gesamten Reaktorpark darstellt und EDF auf den neuesten Stand der Technik in Bezug auf Brand-, interne Überschwemmungs- und Erdbebeneinwirkungen bringt.

Zunächst werden die auf eine Einwirkung folgenden Kernschmelzsequenzen, die eine ähnliche Unfalltypologie aufweisen (Ausgangszustand des Reaktorkessels, Auslöser, Szenario, das zur Kernschmelze führt), zu „gestörten Anlagenzuständen“ (EDI) zusammengefasst, denen ein sogenanntes *„Unfall mit Kernschmelze*“-Szenario zugeordnet ist.

Jedes Szenario *„Unfall mit* Kernschmelze“ berücksichtigt die Maßnahmen zur Schadensminderung, die verschiedenen Unfallphänomene mit Kernschmelze, die durch den Zustand des Reaktorkerns hervorgerufen werden können, sowie die verschiedenen potenziellen Arten eines Verlusts der Sicherheitshülle, die zu radioaktiven Freisetzungen führen können.

In einem zweiten Schritt werden die funktionalen Auswirkungen der verschiedenen Szenarien im Zusammenhang mit der untersuchten Einwirkung (Brand, interne Überflutung, Erdbeben), die zu einer Kernschmelze führen, auf die Zielkomponenten, die an der Eindämmung des Unfalls mit Kernschmelze und an der Begrenzung radioaktiver Freisetzungen beteiligt sind, charakterisiert und auf dieselbe Weise modelliert wie für die betrachtete Einwirkungsstufe N1 der Sicherheitsbewertung (EPS) (Brand, interne Überflutung, Erdbeben).

Anschließend erfolgt eine Quantifizierung des Risikos radioaktiver Freisetzungen infolge der untersuchten Einwirkung, indem die Folgen der Unfallszenarien nach Freisetzungskategorien zusammengefasst werden – nach dem gleichen Ansatz wie bei der EPS „Interne Ereignisse N2“.

❖ EPS Brand N2

Die Ergebnisse der Brand-EPS N2, die für die Brandvolumina durchgeführt wurde, die maßgeblich zum Risiko einer Kernschmelze beitragen, zeigen, dass der Brandunfall in erster Linie keinen Einfluss auf die bei der Bewältigung eines Unfalls mit Kernschmelze berücksichtigten Materialien hat, da die Verteilung der verschiedenen untersuchten Freisetzungsrisiken den Größenordnungen der EPS für interne Ereignisse N2 ähnelt.

Kurzfristig wird die Einschließung durch die Integrität der dritten Barriere gewährleistet und ermöglicht es, R1-Freisetzungen in den allermeisten Fällen zu vermeiden. Die Druckentlastung des Reaktorbehälters durch die Druckentlastungs- und Filteranlage des Reaktorbehälters ermöglicht es, dessen Integrität langfristig aufrechtzuerhalten und ein gutes Maß an Einschließung der Spaltprodukte zu gewährleisten. Die Möglichkeit, das Corium durch die Aktivierung der EAS-ND-Maßnahme zusätzlich zur Kühlung durch das EAS wieder einzuschließen, verringert das Risiko eines Durchbruchs der Fundamentplatte durch das Corium.

Im Anschluss an die im Rahmen des GP EPS durchgeführte Untersuchung:

- In Anwendung der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [AG-C-I] schützt EDF die Komponenten der „Breitbereichs"-Messkette für den Druck im Sicherheitsbehälter, die sich in den wichtigsten elektrischen Räumen des Sicherheitspfads B befinden, vor internen Einflüssen (PNPE1595) befindlichen Komponenten der Messkette „breiter Messbereich" für den Druck im Sicherheitsbehälter vor internen Störquellen schützen.
- Um die Verfügbarkeit des EAS-ND zu erhöhen, ist eine APE-Betriebsanweisung vorgesehen, die das Öffnen der Ventile vor Ort vorschreibt, um die Inbetriebnahme des EAS-ND-Systems im Falle eines Ausfalls ihrer Stromversorgung zu ermöglichen. Für den Fall, dass der Ventilraum nicht zugänglich ist, und um bei einem Ausfall der Stromversorgung eine Betätigung vom Elektroraum (BL) aus zu ermöglichen, ist im BL ein Anschlusskasten installiert, der direkt von einer Schalttafel des DUS gespeist wird. Dieser Anschlusskasten ermöglicht dank einer Selbstüberwachungszelle (PNPE1505) die Stromversorgung und Steuerung der für die „Noyau Dur"-Einspeisung erforderlichen Ventile.

Frühe Freisetzungen (R1)

Die Hauptrisikofaktoren für R1-Freisetzungen ergeben sich aus Brandszenarien im Elektrikgebäude, während der Reaktor unter Last läuft. Tatsächlich könnte ein Brand im Elektrikgebäude in bestimmten Situationen zum Ausfall des Stromkreises A und der externen Stromversorgungen führen. In dieser Situation ermöglichen jedoch die Redundanz der Absperrvorrichtungen für die Behälterdurchführungen und die lokale Schließung der Behälterabsperrventile – sofern diese nicht vom Brand betroffen sind – ein Restrisiko für R1-Freisetzungen in der Größenordnung von einigen 10^{-7} pro Jahr und Reaktor.

Durchbohrte Fundamentplatte (RP)

Die Hauptursachen für das RP-Freisetzungsrisiko ergeben sich aus Brandszenarien im Elektroraum, während der Reaktor in Betrieb ist.

Die RP-Freisetzungen stehen hauptsächlich im Zusammenhang mit einer Nichtverfügbarkeit des EAS infolge des durch den Brand verursachten Ausfalls eines EAS-Kanals und des intrinsischen Ausfalls des anderen Kanals. Die Unfallminderungslinie bei Kernschmelze im Falle einer internen Störung in den elektrischen Räumen des Kanals A führt zu einem Risiko von RP-Freisetzungen in der Größenordnung von einigen 10^{-6} pro Jahr und Reaktor.

❖ **EPS interne Überflutung N2**

Die Ergebnisse der EPS zur internen Überflutung von N2 zeigen, dass der Containment kurzfristig durch die Integrität der dritten Barriere gewährleistet ist und R1-Freisetzungen in den allermeisten Fällen verhindert werden können. Die Druckentlastung des Containments durch die Containment-Druckentlastungs- und Filteranlage ermöglicht es, dessen Integrität langfristig aufrechtzuerhalten und ein gutes Maß an Einschluss der Spaltprodukte zu gewährleisten.

Die Möglichkeit, das Corium durch die Umsetzung der Maßnahmen zur Coriumstabilisierung und des EAS-ND zusätzlich zur Kühlung durch das EAS wieder einzuschließen, ermöglicht es, das Risiko eines Durchbruchs der Fundamentplatte durch das Corium zu verringern.

Im Anschluss an die im Rahmen der Arbeitsgruppe EPS durchgeführte Untersuchung in Anwendung der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [AG-C-I] schützt EDF die Komponenten der „Breitband"-Messkette für den Druck im Sicherheitsbehälter, die sich in den wichtigsten elektrischen Räumen des Sicherheitspfads B befinden (TCDI0083), vor internen Einwirkungen.

Frühe Freisetzungen (R1)

Bei Reaktorbetriebszuständen mit Leistung sind die Hauptursachen für das Risiko von R1-Freisetzungen auf Szenarien einer internen Überflutung im Elektroraum zurückzuführen. Tatsächlich kann eine Überflutung im Elektroraum in bestimmten Situationen zu einem vollständigen Ausfall der Stromversorgung (H3) des Blocks führen. In dieser Situation wird die Aufgabe, die Absperrventile des Reaktorbehälters vor Ort zu schließen, jedoch nicht durch die Überflutung beeinträchtigt, wodurch das Risiko von Freisetzungen R1 deutlich verringert werden kann.

Im Stillstandszustand ist der Hauptbeitrag zum Risiko von R1-Freisetzungen auf das Versagen des erneuten Schließens der physischen Zugangssperre zurückzuführen, das unabhängig von der Beeinträchtigung des Reaktorblocks durch die Überflutung ist.

Das Risiko von R1-Freisetzungen wird auf etwa 10^{-7} pro Jahr und Reaktor geschätzt.

Durchbrochene Fundamentplatte (RP)

Die Hauptursachen für das RP-Freisetzungsrisiko ergeben sich aus Szenarien einer internen Überflutung im Elektroraum, während der Reaktor in Betrieb ist.

Die Freisetzungen von radioaktiven Partikeln (RP) sind hauptsächlich auf die durch die Überschwemmung verursachte Nichtverfügbarkeit des EAS zurückzuführen. Durch die Umsetzung der Maßnahmen zur Stabilisierung des Coriums und des EAS-ND sowie durch den Einbau von Bodenabläufen in sensiblen elektrischen Räumen (PNPE1279) lässt sich das Risiko von RP-Freisetzungen jedoch verringern.

Das Risiko eines Durchbruchs der RP-Fundamentplatte liegt in der Größenordnung von einigen 10^{-7} pro Jahr und Reaktor.

❖ **EPS Erdbeben N2**

Die Ergebnisse der Erdbeben-EPS und die sich daraus möglicherweise ergebenden Änderungen werden im Abschnitt über die blockbezogenen Studien dargestellt, da sie standortabhängig sind.

Block-spezifischer Teil 3 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

❖ **Erkenntnisse aus der Erdbeben-EPS der Stufe 2:**

Da das Risiko einer Kernschmelze infolge eines Erdbebens am Standort Blayais als gering eingeschätzt wird, wurde es nicht für notwendig erachtet, das Risiko von Freisetzungen für diesen Einfall zu quantifizieren, das am Standort Blayais als sehr gering eingeschätzt wird.

Zusammenfassung des Zustands

des Blocks Änderungen:

- PNXX1746 „Erkennung eines Reaktorbehälterdurchbruchs und Betrieb des Wasserstoffrekombinators bei “,
- PNPE1068 Band A „Stromverteilung im Kernbereich“,
- PNPE1073 „Steuerung und Regelung des bestehenden Kernbereichs“,
- PNPE1279 „Schutz vor interner Überflutung der Räume des Wegs B im 4. Stock des Elektrikgebäudes – Bodensiphon“,
- PNPP1811 „Einrichtung eines EAS-ND-Systems zur Wassereinspeisung in den Primärkreislauf und zur Ableitung der Restleistung“,
- PNPP1976 „Einrichtung einer Vorrichtung zur Trockenverteilung und Stabilisierung des Coriums unter Wasser“,
- PNPP1976 „Verstärkung der Trennwände zwischen dem internen Kerninstrumentierungsraum (RIC) und dem Bereich der Sumpfbecken am Boden des Sicherheitsbehälters des Reaktorgebäudes“,

wurden im Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderungen:

- PNPE1595 (ex TCDI0083) „Schutz der Komponenten der ‚Breitbereichs‘-Messkette für den Druck im Sicherheitsbehälter, die sich in den Hauptschalträumen des Sicherheitspfads B befinden“,

- PNPE1505 (ex TCDI19070) „Einrichtung einer Ausweichlösung für den Ausfall der LUU-Schalttafel zur Betätigung der EAS-ND-Ventile (Anschlusskasten)“,

werden im Block 3 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen der Phase „Ergänzungen“ der Änderungen des 4. RP 900 umgesetzt.

Die Änderung PNPE1068 Band C „Austausch des Schaltschranks LLJ001CR“ wird am Block 3 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration spätestens in Phase B „Ergänzungen“ der Änderungen des 4. RP 900 vorgesehen ist.

Die Änderung PNPP1976 „Arbeiten zur Verdickung der Fundamentplatten der BR“ wird am Block 3 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen eines spezifischen Zeitplans umgesetzt, wobei die Integration unter Einhaltung der Fristen gemäß Punkt 3 von [AG-A-II] erfolgt.

4.3 FAZIT

Im Bereich der Unfallszenarien mit Kernschmelze wendet EDF einen Ansatz aus deterministischen (bis hin zur Berechnung der radiologischen Folgen) und probabilistischen Studien (Bewertung der Freisetzungsrisiken) an, um sich zu den erforderlichen Sicherheitsverbesserungen zu positionieren, mit denen die Ziele der Überprüfung erfüllt werden sollen.

So ergänzen im Rahmen des 4. RP 900 die folgenden Bestimmungen die bestehenden Bestimmungen:

- die EAS-ND-Maßnahme, die es ermöglicht, die Kühlung des Coriums im Reaktorbehälter oder außerhalb des Reaktorbehälters sicherzustellen und die Restleistung aus dem BR abzuleiten, ohne auf die Öffnung der Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Sicherheitsbehälters zurückgreifen zu müssen,
- die Maßnahme zur Stabilisierung des Coriums, die auf einer Trockenausbreitung des Coriums auf der Bodenplatte des BR und dessen anschließender Wiederüberflutung basiert und es ermöglicht, das Risiko eines Eindämmungsverlusts durch Durchbruch der Bodenplatte zu verringern,
- das Auffangen von Leckagen aus den empfindlichsten Komponenten des EAS-ND-Kreislaufs, wodurch der Sicherheitsbehälter im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze besser geschützt wird,
- die Verstärkung der Sichtfenster der Schleusen des BR, wodurch die Sicherheitshülle im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze verbessert wird.

Deterministisch betrachtet ermöglichen diese Änderungen somit eine erhebliche Reduzierung der Strahlendosen für die Bevölkerung.

Ergänzend dazu setzt EDF in Anwendung der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [AG-D] folgende Maßnahmen um:

- die Rückführung der in den Auffangbecken des BK vorhandenen Abwässer in den BR, wodurch die Ausbreitung möglicher Flüssigkeitslecks verringert wird,
- die Maßnahme zur Dekontamination des Wassers aus dem BR, wodurch die Auswirkungen möglicher Flüssigkeitsaustritte verringert werden können.

Aus probabilistischer Sicht machen die im Rahmen des 4. RP 900 getroffenen Maßnahmen frühe und umfangreiche Freisetzungen infolge einer Kernschmelze für die EPS „Interne Ereignisse“ äußerst unwahrscheinlich.

Schließlich hat EDF im Rahmen des 4. RP 900 eine Reihe von sogenannten EPS-Studien der Stufe 2 für Einwirkungen durchgeführt, was dem höchsten Niveau der internationalen Standards in diesem Bereich entspricht.

ABSCHNITT 5: KONVENTIONELLE RISIKEN

5 BEWÄLTIGUNG KONVENTIONELLER RISIKEN 205
5.1 ZIEL 205
5.2 ERFÜLLUNG DES ZIELS 205
5.3 FAZIT 208

5 BEWÄLTIGUNG KONVENTIONELLER RISIKEN

5.1 ZIEL

Ziel: Beherrschung der Risiken konventioneller Unfälle

Der geänderte Erlass vom 7. Februar 2012, *der* sogenannte „*INB-Erlass*“, hat den Geltungsbereich des Nachweises der nuklearen Sicherheit auf konventionelle Unfallrisiken für die zu schützenden Interessen ausgeweitet. Der Begriff „*konventioneller* Unfall“ bezeichnet einen Unfall, der nicht-radiologische und/oder geringfügig radiologische Folgen haben kann[5]. Ihre Beherrschung muss durch die Beherrschung der folgenden Sicherheitsfunktionen erreicht werden:

- die Eindämmung gefährlicher und radioaktiver Stoffe,
- der Schutz von Personen und der Umwelt vor toxischen Wirkungen, Überdruckeffekten, thermischen Wirkungen und den Auswirkungen von Projektilaufprallen.

5.2 ERFÜLLUNG DES ZIELS

Allgemeiner Teil Stufe

Im Rahmen eines den Herausforderungen angemessenen Ansatzes wird die Risikoanalyse an die in der Anlage vorhandenen Gefahrenpotenziale angepasst. Sie stützt sich im Wesentlichen auf Methoden und Praktiken aus ICPE-Anlagen und gliedert sich in die folgenden Hauptschritte:

- eine Beschreibung und Charakterisierung des Standorts und seiner Umgebung,
- eine Identifizierung und Charakterisierung der Gefahrenpotenziale,
- eine Analyse der bisherigen Erfahrungen,
- eine Risikobewertung.

  Diese Risikobewertung erfolgt in drei Schritten:

❖ **Schritt 1: Vorläufige Risikoanalyse**

Zuvor wurden die Gefahrenpotenziale anhand der Auswirkungen, die sie auf die zu schützenden Interessen haben können, identifiziert und charakterisiert: thermische Auswirkungen, toxische Auswirkungen über Luft/Wasser, Überdruckeffekte, geringfügige radiologische Auswirkungen, Auswirkungen durch Projektilaufprall sowie anhand der Dominoeffekte, die sie auslösen können.

Auf der Grundlage dieser Bestandsaufnahme der Gefahrenpotenziale ermöglicht die vorläufige Risikoanalyse die Identifizierung von Unfall-Szenarien, die Auswirkungen auf die zu schützenden Interessen haben könnten.

Neben der Identifizierung potenzieller Unfallszenarien ermöglicht die vorläufige Risikoanalyse die Ermittlung verschiedener Maßnahmen zur Beherrschung konventioneller Risiken.

❖ **Schritt 2: Charakterisierung der Auswirkungsintensität**

Schritt 2 wird anhand der Unfallszenarien durchgeführt, die im Anschluss an die vorläufige Risikoanalyse ausgewählt wurden.

Für Auswirkungen aus der Luft im Zusammenhang mit konventionellen Risiken gilt:

Die Auswirkungen der Gefahrenereignisse werden deterministisch und realistisch untersucht. Die Charakterisierung der Intensität dieser Auswirkungen ermöglicht es, zu entscheiden, ob eine eingehende Risikoanalyse für Unfälle mit geringfügigen radiologischen Folgen erforderlich ist, die bestimmte

[5] Unfälle mit geringfügigen radiologischen Folgen betreffen bestimmte konventionelle Anlagen.

konventionelle Anlagen, wie in Schritt 3 näher beschrieben.

Bei nicht-radiologischen Auswirkungen über die Luft wird die Intensität der Auswirkungen anhand der Referenzwerte in Anhang II des Erlasses vom 29. September 2005 gemäß den Bestimmungen von Artikel 3.7 Absatz II des geänderten Erlasses vom 7. Februar 2012 bewertet.

Was die Auswirkungen im Zusammenhang mit dem Aufprall eines Projektils betrifft, so werden diese gemäß Anhang II des Erlasses vom 29. September 2005 und dem Rundschreiben vom 10. Mai 2010 nur im Hinblick auf mögliche Dominoeffekte auf die in unmittelbarer Nachbarschaft gelegenen Anlagen des Standorts berücksichtigt.

Was die geringen radiologischen Auswirkungen über die Luft betrifft, so wird deren Akzeptanz im Hinblick auf die zu schützenden Interessen durch die Analyse der radiologischen Folgen der Auslegungsstörfälle und -unfälle nachgewiesen.

Sofern die Referenzwerte für nicht-radiologische Auswirkungen auf die zu schützenden Interessen nicht überschritten werden, gilt das untersuchte Unfallszenario über die Luft als unter Kontrolle. Andernfalls wird eine eingehende Risikoanalyse durchgeführt.

<u>Für Auswirkungen über den Flüssigkeitsweg im Zusammenhang mit konventionellen Risiken gilt</u>:

Bei toxischen oder geringfügig radiologischen Auswirkungen auf die Umwelt über den Wasserweg wird – sofern kein quantitativer Referenzschwellenwert vorliegt – die potenzielle Schwere der Folgen für die Umwelt über den Wasserweg qualitativ bewertet. Die Risikokontrolle wird in diesem Fall durch die Einrichtung geeigneter Maßnahmen nachgewiesen. Die passiven Endsicherungen, die die letzte Barriere für den Umweltschutz bilden, werden daher als „wichtige Elemente für den Schutz der Interessen“ (EIP) definiert. Die aktiven Anlagen, die mit diesen passiven Endsicherungen (EIP) verbunden sind und zur Flüssigkeitseindämmung beitragen, werden ebenfalls als EIP definiert. Ein den Risiken angemessenes Vorgehen, das auf der Gefährlichkeit der flüssigen Stoffe und den gelagerten Mengen basiert, ermöglicht es, Stoffe zu identifizieren, *die „aus ökologischer Sicht besondere Beachtung verdienen*“. Für diese Stoffe werden die EIP gemäß dem Prinzip der mehrstufigen Sicherheit auf die mit den letzten passiven EIP-Maßnahmen verbundenen Lagerplanen ausgeweitet. Andererseits stellen als letzte Rückhalteanlagen vor der Einleitung in die Umwelt die letzten Isolationsanlagen im Regenwassernetz (SEO) sowie die damit verbundenen aktiven Vorrichtungen, die zur Isolierung beitragen, ebenfalls EIP dar.

❖ **Schritt 3: Eingehende Risikoanalyse**

Für jedes konventionelle Unfallszenario, das potenziell nicht-radiologische Auswirkungen über die Luft auf die zu schützenden Interessen haben könnte, wird eine eingehende Risikoanalyse durchgeführt. Diese zielt darauf ab, die Eintrittswahrscheinlichkeit des Unfalls und die Schwere der Folgen zu bestimmen. Die Schwere der Folgen ergibt sich aus der Kombination der Intensität der Auswirkungen und der Anfälligkeit der Ziele, die sich in dem diesen Auswirkungen ausgesetzten Bereich befinden, unter Berücksichtigung der Kinetik des Phänomens.

Je nach Wahrscheinlichkeit und Schweregrad werden die Unfallszenarien anschließend in das für ICPE verwendete Risikohierarchieraster eingeordnet. Dieses Raster umfasst drei Zonen:

- eine Zone mit hohem Risiko (rote Zone), in der das Risiko als inakzeptabel gilt. Hier müssen Maßnahmen zur Verringerung des Risikoniveaus ergriffen werden,
- eine Zone mit mittlerem Risiko (orangefarbene Zone), in der das Risiko zwar tolerierbar ist, jedoch Verbesserungsmaßnahmen in Betracht gezogen werden sollten, um unter wirtschaftlich vertretbaren Bedingungen ein so niedriges Risikoniveau wie vernünftigerweise möglich zu erreichen, unter Berücksichtigung des aktuellen Wissensstands, der gängigen Praktiken und der Anfälligkeit der Umgebung der Anlage,
- eine Zone mit geringerem Risiko, die grüne Zone, in der das Risiko in der vorliegenden Situation akzeptabel ist.

  Die Analyse wird iterativ mit Schritt 2 unter Anwendung eines oder mehrerer der beiden folgenden Ansatzpunkte durchgeführt, bis die Akzeptanz des Risikos nachgewiesen ist:

- Risikominderung an der Quelle,
- Identifizierung und Bewertung von Risikokontrollmaßnahmen (Prävention, Überwachung, Schadensminderung) zur Verringerung des Eintritts und/oder der Folgen des Unfallszenarios. Diese Risikokontrollmaßnahmen bilden die Risikokontrollmaßnahmen.

Der letzte Ansatz bezieht alle plausiblen Auslöser ein. Dazu gehören insbesondere interne Einwirkungen, externe Einwirkungen und plausible Kumulierungen.

Die für den Schutz der Interessen wichtigen Elemente und Aktivitäten (EIP und AIP) werden definiert als:

- Risikokontrollmaßnahmen, die es ermöglichen, ein inakzeptables Risiko auf ein tolerierbares oder akzeptables Risiko zu reduzieren,
- die im Rahmen des Verbesserungsprozesses identifizierten Risikokontrollmaßnahmen, um die identifizierten Risiken in den tolerierbaren Bereich zu senken.

Die durch diese Maßnahmen abgedeckten Funktionen dürfen durch die Auslöser und die mit den ausgewählten Szenarien verbundenen Auswirkungen nicht in Frage gestellt werden. Diese Maßnahmen müssen im Betrieb überwacht werden.

Die Ergebnisse der Studien und die sich daraus möglicherweise ergebenden Änderungen werden im Abschnitt über die blockbezogenen Studien dargestellt, da sie standortabhängig sind.

Abschnitt speziell zu Block 3 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

In Anwendung des oben beschriebenen Vorgehens hat die bisher für das Kernkraftwerk Blayais durchgeführte Studie zu folgenden Schlussfolgerungen geführt:

In Bezug auf Risiken durch Luftübertragung:

- Ein Szenario eines Flächenbrandes von GNR infolge eines LKW-Brandes im Bereich der Entladezone des Sicherheitsgebäudes (BDS) weist unter Berücksichtigung eines Risikominderungsansatzes ein gemäß der Risikohierarchietabelle tolerierbares Risikoniveau auf. Die festgelegte Risikokontrollmaßnahme (MMR) besteht darin, das Entladen erst zu genehmigen, nachdem sichergestellt wurde, dass der Schlauch angeschlossen ist und keine Leckage vorliegt, um die Bildung einer GNR-Flüssigkeitsausbreitung auf dem Entladeplatz des Sicherheitsgebäudes (BDS) zu vermeiden. Diese MMR ermöglicht es, die Eintrittswahrscheinlichkeit des Szenarios zu verringern. Diese Maßnahme kommt als AIP in Frage. Die AIP1 „Entleerung genehmigen“ ist somit identifiziert. Die festgelegten Anforderungen lauten wie folgt:
  - Sicherstellen, dass der Schlauch bzw. der Ladearm ordnungsgemäß an die Anschlussstutzen angeschlossen ist und die zu entladende Ladung gesichert ist,
  - die Freigabe des Entladens durch eine physische Handlung sicherstellen.
- Ein VCE-Szenario (Vapor Cloud Explosion) infolge eines Dichtheitsverlusts einer Acetylenleitung in der MEDOC-Werkstatt (Szenario A2) weist gemäß dem Risikohierarchieraster ein akzeptables Risikoniveau auf.

Unfallsituationen, mit Ausnahme der oben genannten Fälle, haben keine nicht-radiologischen Auswirkungen über die Standortgrenzen hinaus, und die möglichen geringfügigen radiologischen Folgen über die Luft sind im Hinblick auf die zu schützenden Interessen akzeptabel.

Was die für den Kernkraftwerksblock und die Pumpstation in Betracht gezogenen Unfallszenarien betrifft, lassen die getroffenen Maßnahmen zur Eindämmung des Strahlenrisikos den Schluss zu, dass außerhalb des Standorts keine Auswirkungen auftreten.

Was die Risiken durch Flüssigkeiten betrifft, so wird zum Schutz vor unbeabsichtigten Freisetzungen gefährlicher oder schwach radioaktiver Stoffe in die Umwelt die Eindämmung der ausgelaufenen Flüssigkeiten durch die Einrichtung geeigneter Vorrichtungen gewährleistet, wodurch die Risikokontrolle sichergestellt wird. Die

Vorrichtungen, die diese Eindämmung gewährleisten, stellen EIPR für den „Wasserweg“ dar.

Die konventionellen Risiken, die das Kernkraftwerk Blayais für die zu schützenden Interessen darstellt, sind unter Kontrolle. Das Kernkraftwerk Blayais erfüllt die Sicherheitsziele hinsichtlich der Beherrschung konventioneller Risiken.

Bilanz zum Zustand des Blocks

Es gibt keine Änderungen zu diesem Thema beim Block 3 des Kernkraftwerks Blayais.

5.3 FAZIT

Die Reaktoren der Baureihe CPY werden im Zuge der VD4-900-Abschaltungen nach und nach nachgewiesen. Die Elemente, die zum Nachweis des Schutzes der zu schützenden Interessen gegenüber konventionellen Risiken beitragen, unterliegen ab dem 4. RP 900 dem EIP-Status.

ABSCHNITT 6: QUERSCHNITTSSTUDIEN

6.1 SOZIO-ORGANISATORISCHE UND MENSCHLICHE ASPEKTE (SOH) 211
6.1.1 VORSTELLUNG DES ANSATZES 211
6.1.2 UMSETZUNG IM RAHMEN DER VIERTEN REGELMÄSSIGEN ÜBERPRÜFUNG 211
6.1.3 FAZIT 212

6.2 TESTS DER ANLAGE 213
6.2.1 ALLGEMEINES 213
6.2.2 VORGEHENSWEISE BEI DEN PRÜFUNGEN 213
6.2.2.1 Prüfungen zur erneuten Zulassung 213
6.2.2.2 Spezifische Prüfungen nach zehn Jahren 214
6.2.2.3 Zehnjahres-Wiederholungsprüfungen 216
6.2.2.4 Vorgeschriebene Prüfungen 218
6.2.2.5 Sonderprüfungen 218
6.2.3 FAZIT 219

6.3 RECHTLICHE REFERENZUNTERLAGEN 220

6.1 SOZIO-ORGANISATORISCHE UND MENSCHLICHE ASPEKTE (SOH)

6.1.1 VORSTELLUNG DES ANSATZES

Der SOH-Ansatz zielt darauf ab, das Wissen über bestehende Arbeitspraktiken in die Planungsentscheidungen einzubeziehen, um sicherzustellen, dass die Organisation und die Mitarbeiter in der Lage sind, die Entwicklungen bei der Anlage und im Betrieb zu bewältigen.

Daher wird jedes Entwicklungsprojekt einer Risikoanalyse unterzogen und es werden die damit verbundenen Änderungen ermittelt. Diese umfasst eine Analyse der Auswirkungen auf SOH und der Auswirkungen auf die Sicherheit (gemäß den Grundsätzen der INSAG 18). Die Kartierung der Risiken und der damit verbundenen Gegenmaßnahmen wird regelmäßig aktualisiert und überprüft.

Das Ziel des SOH-Ansatzes besteht darin, die Leistung – insbesondere im Bereich der Sicherheit – der im Kernkraftwerkpark umgesetzten Weiterentwicklungen (technischer, dokumentarischer, regulatorischer, organisatorischer Art usw.) zu stärken, indem für die Kernkraftwerke Lösungen entwickelt werden, die:

- praktikabel (leicht umsetzbar und an die bestehenden Aktivitäten angepasst),
- zuverlässig (Risiken reduzierend),
- wirksame (die das Erreichen der erwarteten Ergebnisse in der Praxis gewährleisten).

Das Prinzip des SOH-Ansatzes besteht darin, bereits bei der Konzeption und durch die Konstrukteure selbst die Auswirkungen zu berücksichtigen, die sich aus regulatorischen, technischen, dokumentarischen (Referenzrahmen) oder organisatorischen Veränderungen auf individuelle und kollektive Arbeitssituationen ergeben. Dies ermöglicht es, auf alle Faktoren einzuwirken, die die Qualität der erwarteten Ergebnisse und Leistungen beeinflussen können.

6.1.2 UMSETZUNG IM RAHMEN DER VIERTEN REGELMÄSSIGEN ÜBERPRÜFUNG

Allgemeiner Teil – Stufe

Der Umfang und die Anzahl der geplanten Änderungen sowie die damit verbundenen Auswirkungen für die vierte periodische Überprüfung führen zu erheblichen Veränderungen der Arbeitsabläufe und ganz allgemein der Tätigkeiten vor Ort, die im Voraus antizipiert und unter Berücksichtigung einer Gesamtperspektive auf alle Änderungspakete und Entwicklungen im Betriebsablauf organisiert werden müssen.

Der für die vierte periodische Überprüfung 900 umgesetzte SOH-Ansatz berücksichtigt die kumulierten Problemstellungen der im Rahmen der TTS der vierten periodischen Überprüfung 900 durchgeführten Maßnahmen.

So beziehen sich die durchgeführten Maßnahmen auf die Projektorganisation, die Kompetenz der beteiligten Akteure und die Modalitäten zur Analyse der SOH-Auswirkungen – sowohl auf Einzel- als auch auf Gesamtebene – der Änderungen, die durch die im Rahmen der vierten Überprüfung eingeführten Weiterentwicklungen hervorgerufen werden.

Alle Planer werden für die Herausforderungen der organisatorischen und menschlichen Faktoren in komplexen Risikosystemen sensibilisiert und in der praktischen Umsetzung des SOH-Ansatzes geschult. Die Planer werden zudem von internen Spezialisten (SOH-Ansprechpartner der Abteilungen, zentrales SOH-Team mit einem Referenten des Kraftwerksblocks) und externen Fachleuten (Beratungs- und Gutachterunternehmen für organisatorische und menschliche Faktoren) unterstützt.

Über den in jeder Einheit umgesetzten SOH-Prozess hinaus ist das für die vierte periodische Überprüfung zuständige EDF-Projekt so organisiert, dass eine verstärkte Steuerung und Überwachung der Berücksichtigung der SOH-Dimension der Projekte im Rahmen monatlicher SOH-Koordinierungssitzungen gewährleistet ist.

Die identifizierten Auswirkungen ermöglichten es, den Austausch mit dem Betreiber im Rahmen der 20 vor Ort organisierten SOH-Treffen zu fokussieren, deren Ziel es war:

- sicherzustellen, dass die identifizierten SOH-Auswirkungen in den betroffenen Geschäftsbereichen unter Kontrolle sind,
- die Planung zu lenken,

- die zu planenden Begleitmaßnahmen zu definieren (Festlegung des Schulungsbedarfs).

Auf der Grundlage der einzelnen SOH-Analysen wurde anschließend eine Gesamtanalyse durchgeführt, um sicherzustellen, dass die Gesamtauswirkungen aller Änderungen auf die verschiedenen Berufsgruppen des Kernkraftwerks unter Kontrolle sind. Dabei zeigte sich, dass die Berufsgruppen im Bereich Betrieb und Instandhaltung (hauptsächlich Elektrotechnik und Automatisierungstechnik) angesichts des technischen Umfangs der geplanten Änderungen besonders betroffen sind. Die Schnittstellen zwischen den verschiedenen Projekten wurden identifiziert und die einzelnen Entwürfe entsprechend aufeinander abgestimmt. So wurden ergänzend zum allgemeinen Ansatz drei Bereiche einer bereichsübergreifenden Untersuchung unterzogen:

- Betrieb im „Noyau Dur“-Zustand: Der Ansatz zur Betriebsfähigkeit im „Noyau Dur“-Zustand zielt darauf ab, vor Ort die einheitliche und Gesamtdurchführbarkeit der lokalen Maßnahmen zu überprüfen, die in einer „Noyau Dur“-Situation (im Sinne der PT-ASN) in den ersten 24 Stunden bei isoliertem Standort (d. h. ausschließlich mit lokalen Ressourcen) erforderlich sind.
- Die Leitwarte: Alle Änderungen mit Auswirkungen sind Gegenstand eines umfassenden Integrationsplans, der es ermöglicht, die Entwurfsentscheidungen im Hinblick auf die Entwicklung der Aktivitäten in der Leitwarte zu definieren und zu validieren.
- Erstellung des umfassenden Schulungsprogramms: Regelmäßige Besprechungen ermöglichen die Abstimmung zwischen dem Ingenieurwesen, der Schulungseinrichtung und den Fachbereichsverantwortlichen, um die Art der vorzusehenden Schulungsmaßnahmen und deren Gesamtstruktur im Verhältnis zu den bestehenden Schulungsprogrammen festzulegen.

Nach Abschluss der ersten Inbetriebnahme am ersten Block der Serie (Tricastin 1) wurde eine Erfahrungsauswertung (REX) durchgeführt, um die Wirksamkeit der getroffenen Konstruktionsmaßnahmen und der umgesetzten Begleitmaßnahmen sicherzustellen. Diese Erfahrungsauswertung befasst sich mit der Durchführung der Arbeiten sowie mit den Betriebsaktivitäten, insbesondere anhand von Beobachtungen vor Ort nach der Wiederinbetriebnahme, um sicherzustellen, dass die Teams die geänderten Anlagen beherrschen.

In Anwendung der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [FOH-A] hat EDF die Fähigkeit der komplexen soziotechnischen Systeme, die seine Kernkraftwerke darstellen, bewertet, mit der Vielfalt der realen Betriebssituationen fertig zu werden.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Blayais weist im Hinblick auf den „Palier“-Zustand keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Es gibt keine Änderungen zu diesem Thema beim Block 3 des Kernkraftwerks Blayais.

6.1.3 FAZIT

Alle Maßnahmen, die in der Planungsphase in Absprache mit dem Betreiber eingeleitet und während des gesamten Prozesses umgesetzt wurden, haben es den Organisationen und Personen ermöglicht, sich auf die Durchführung der Zehnjahresinspektion vorzubereiten und die Änderungen an der Anlage in die Weiterentwicklung der Betriebs- und Wartungsaktivitäten zu integrieren.

6.2 STES DER ANLAGE

6.2.1 ALLGEMEINES

Im Rahmen des 4. RP 900 und nach der Umsetzung der Änderungen sowie der Weiterentwicklung der technischen Vorgaben ist es erforderlich, die Sicherheit und Verfügbarkeit der Anlage sicherzustellen. Diese im Rahmen der Prüfungen durchgeführten Überprüfungen tragen dazu bei, die Konformität mit den neuen, geltenden technischen Vorgaben zu gewährleisten.

Das Vorgehen gliedert sich in zwei Teile:

- Es werden **Tests zur Requalifizierung** der Änderungen definiert, um die Konzeption und die Umsetzung der Änderung vor Ort zu validieren und nachzuweisen, dass keine Beeinträchtigung der Funktionsfähigkeit der angeschlossenen Systeme vorliegt.
- Über das grundlegende Vorgehen hinaus wird eine Analyse durchgeführt, um angesichts einer großen Anzahl von Änderungen die Angemessenheit der durchgeführten Prüfungen (Requalifizierung, EP, sonstige) sicherzustellen und gegebenenfalls **zehnjährige Prüfungen** festzulegen, um das Gesamtverhalten der Anlage unter Berücksichtigung der Anforderungen und der erwarteten Leistungen zu gewährleisten.

Darüber hinaus werden die Reihe **der periodischen Prüfungen im Zehnjahresrhythmus** (Periodizität 10 Jahre – Kapitel IX der RGE) sowie die **vorgeschriebenen Prüfungen** im Zusammenhang mit einer Zehnjahresinspektion für alle Blöcke geplant und durchgeführt.

Im Rahmen der Anweisung zu den Sonderprüfungen hat sich EDF verpflichtet, eine bestimmte Anzahl von Prüfungen an den Blöcken der Baureihe CPY durchzuführen:

- Einzelprüfungen zur Bestätigung der Vollständigkeitsanalyse der regelmäßigen Prüfungen;
- Einzelprüfungen zur Überprüfung bestimmter Maßnahmen, die im Falle eines Unfalls umgesetzt werden;
- Einzelprüfungen zur Untermauerung der Modellannahmen und zur Qualifizierung der wissenschaftlichen Berechnungswerkzeuge.

Einige dieser Versuche entsprechen der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [CONF-B].

6.2.2 VORGEHENSWEISE BEI DEN VERSUCHEN

6.2.2.1 - und Requalifizierungsversuche

❖ **Definition und Ziele der Requalifizierungsversuche**

Die Requalifizierungsprüfungen von Änderungen ermöglichen es:

- die ordnungsgemäße Umsetzung einer materiellen Änderung an allen Blöcken gemäß den Spezifikationen zu überprüfen,
- die Validierung des Entwurfs einer materiellen Änderung durch eine Umsetzung an einem Prototypblock abzuschließen,
- die Funktionsfähigkeit der Anlage nach der Integration der materiellen Änderung zu überprüfen, insbesondere im Hinblick auf die nicht geänderten Schnittstellenkomponenten.

Die Requalifizierungsprüfungen werden auf der Grundlage einer Vollständigkeitsanalyse der Prüfungen festgelegt, deren Leitprinzipien in einem speziellen methodischen Prüfleitfaden definiert sind.

Das Verfahren, das bei allen Anträgen angewendet wird, besteht aus einer Prüfung des Umfangs der Änderung, einschließlich:

- eine Hardware-Analyse zur Ermittlung der grundlegenden Prüfungen für die geänderten oder hinzugefügten Geräte,
- eine Funktionsanalyse zur Festlegung der Funktionstests, bei denen die Geräte unter allen

erforderlichen Konfigurationen,

- eine Analyse der Auswirkungen der Änderung auf die Anlage, insbesondere auf die Schnittstellengeräte, zur Festlegung der Regressionsprüfungen,
- eine Analyse des Umfangs der Arbeiten zur Ermittlung des Bedarfs an zusätzlichen Prüfungen im Falle der Demontage oder Abschaltung von Anlagen zur Durchführung des Eingriffs.

Der Erfolg jedes so definierten Tests hängt von der Einhaltung von Kriterien ab, die je nach ihrer Bedeutung für den Nachweis der Verfügbarkeit einer sicherheitsrelevanten oder sicherheitswichtigen Funktion einer bestimmten Kategorie zugeordnet sind.

Jede Änderung ist Gegenstand eines Grundsatzprogramms zur Requalifizierung (PPR) und von Testdurchführungsverfahren (PEE).

Die Ziele des Grundsatzprogramms zur Neuzertifizierung bestehen darin,

- den Nachweis durch eine Vollständigkeitsanalyse, dass das Requalifizierungsprogramm alle Funktionen abdeckt, die zum Schutz der von der Änderung betroffenen Interessen beitragen,
- die Begründung der Prüfungen und die Einstufung der zugehörigen Kriterien,
- eine zusammenfassende Beschreibung aller vorgesehenen Verfahren mit ihrer Abfolge,
- die Rückverfolgbarkeit der Entwicklungen der Prüfverfahren und ihrer Anwendbarkeit vor Ort.

Die Prüfverfahren sind Arbeitsanweisungen, die jede im PPR vorgesehene Prüfung im Detail definieren und insbesondere die Kriterien für die Abnahme der Prüfungen enthalten.

Die Prüfungen werden nach Abschluss der Arbeiten durchgeführt, nachdem sichergestellt wurde, dass die geänderte Anlage den Anforderungen entspricht und für die Durchführung dieser Prüfungen bereit ist (Funktionsabnahme).

❖ **Durchführung der Requalifizierungsprüfungen**

Die Requalifizierungsprüfungen werden bei der Integration jeder Änderung definiert und durchgeführt. Die Prüfergebnisse werden nach Abschluss der Prüfungen analysiert. Die Prüfung gilt als zufriedenstellend, wenn sie vollständig durchgeführt wurde und alle Kriterien, die zum Nachweis der Verfügbarkeit einer sicherheitsrelevanten oder sicherheitswichtigen Funktion beitragen, erfüllt sind. Die Einhaltung der Kriterien in Bezug auf die von den Änderungen betroffenen sicherheitsrelevanten oder sicherheitswichtigen Funktionen gewährleistet die Verfügbarkeit der Anlage für den Betrieb.

6.2.2.2 Spezifische zehnjährige Prüfungen

❖ **Definition und Ziele der spezifischen Zehnjahresprüfungen**

Der Ansatz zur Festlegung der spezifischen Zehnjahresprüfungen basiert auf einem übergreifenden Ansatz für Änderungsanträge, der es ermöglicht, die Probleme im Zusammenhang mit der Integration mehrerer Änderungen an denselben Anlagen zu analysieren, auf einer Analyse der Repräsentativität der bei der ersten Inbetriebnahme der Blöcke durchgeführten Prüfungen sowie auf der Überprüfung der Vollständigkeit des Programms für regelmäßige Prüfungen.

Die zehnjährigen Prüfungen werden an einem Block durchgeführt, es sei denn, die Ergebnisse sind für die anderen Blöcke nicht repräsentativ; in diesem Fall können sie an mehreren Blöcken durchgeführt werden.

Die Methodik orientiert sich an folgenden Analyseachsen:

- Schwerpunkt 1: Analyse der Vollständigkeit der Requalifizierungen, die für die im Rahmen der periodischen Überprüfung integrierten Änderungen durchgeführt wurden, unter Berücksichtigung der Fälle, in denen Anlagen im Rahmen mehrerer Anträge geändert wurden,
- Schwerpunkt 2: Überprüfung der Angemessenheit der fallweise erarbeiteten Neuqualifizierungsprüfungen hinsichtlich der Berücksichtigung übergreifender Themen (extreme Lufttemperatur, extreme Wassertemperatur,

Management elektrischer Abgänge) ,

- Schwerpunkt 3: Analyse der Repräsentativität der Erstinbetriebnahmeprüfungen nach der Integration der Änderungen seit der letzten Überprüfung,
- Schwerpunkt 4: Analyse der Vollständigkeit des Programms für regelmäßige Prüfungen,
- Schwerpunkt 5: Analyse der Erfahrungen aus bedeutenden sicherheitsrelevanten Ereignissen,
- Schwerpunkt 6: Analyse der Entwicklungen bei den Betriebsstrategien.

❖ **Durchführung der spezifischen Zehnjahresprüfungen**

Das oben erläuterte Vorgehen wurde unter Berücksichtigung der in Phase A des 4. RP 900 integrierten Änderungen angewendet. Dieses Vorgehen wird bei Ablauf der Phase B des 4. RP 900 fortgesetzt, und je nach den erzielten Ergebnissen werden möglicherweise Zehnjahresprüfungen durchgeführt.

Die Zehnjahresversuche für das 4. RP 900 werden gemäß der entsprechenden Methodik definiert, die auf folgenden Eingabedaten basiert: die Betriebserfahrungen (REX) der vorangegangenen Betriebsjahre für alle Leistungsstufen der Zehnjahresprüfungen, die Art der seit dem 3. RP umgesetzten und der im 4. RP 900 (Phase A) geplanten Änderungen, die Liste der Erstinbetriebnahmeprüfungen der Leistungsstufe CPY, die mit dem 4. RP 900 verbundenen technischen Entwicklungen sowie der Inhalt des Programms für regelmäßige Prüfungen der Leistungsstufe CPY.

Für alle Blöcke der Baureihe gültige Prüfungen

Diese Prüfungen wurden an einem einzigen Reaktor durchgeführt und dienen der Validierung aller Reaktoren der Baureihe CPY. Diese Prüfungen wurden am Block 1 des Kernkraftwerks Tricastin durchgeführt, der den Serienstartblock (TTS) des 4. RP 900 darstellt.

Die Analysen, die gemäß den sechs oben erläuterten Schwerpunkten durchgeführt wurden, gipfelten in der Durchführung des folgenden spezifischen TTS-Tests:

<u>Funktionsprüfung der neuen Stromverteilung, die vom Notstromaggregat gespeist wird</u>

Ziel dieses Tests ist es, die korrekte Auslegung der neuen „Noyau Dur“-Stromverteilung zu überprüfen, indem alle vom Notstromaggregat versorgten Schalttafeln unter Spannung gesetzt werden.

Die Testergebnisse entsprechen den Erwartungen und bestätigen somit die Funktionsfähigkeit aller Reaktoren der CPY-Generation.

Durchgeführte Tests am Block 3 des Kernkraftwerks Blayais

Die Analysen, die gemäß den sechs oben erläuterten Schwerpunkten durchgeführt wurden, gipfelten in der Durchführung folgender Versuche:

<u>Test zur Kühlung des Brennelement-Lagerbeckens mittels der Anlage „PTR bis“</u>

Ziel dieses Versuchs ist es, die ordnungsgemäße Kühlung des Brennelement-Lagerbeckens durch das mobile Kühlsystem zu überprüfen, das an der Kaltwasserquelle über eine im Zulaufkanal eingetauchte Pumpe mit Rohwasser versorgt wird.

Die Testergebnisse entsprechen den Erwartungen.

<u>Test der EAS-ND-Pumpe im Umwälzbetrieb über einen Sumpf</u>

Ziel dieses Versuchs ist es, die ordnungsgemäße Funktion der EAS-ND-Anordnung in einer Konfiguration zu überprüfen, die der Umwälzung im Sumpf ähnelt, d. h. über eine Manschette, die den Druckflansch des Sumpfes mit der EAS-Versuchsleitung B (Rücklauf aus dem PTR-Behälter) verbindet

Die Testergebnisse entsprechen den Erwartungen.

6.2.2.3 Zehnjahres- -Prüfungen

❖ **Definition und Ziele der zehnjährigen regelmäßigen Prüfungen**

Die Aufgabe der regelmäßigen Prüfungen besteht darin, die Verfügbarkeit der EIPS-Systeme mit einem den Erwartungen entsprechenden Zuverlässigkeitsgrad sicherzustellen. Sie sind gemäß den Allgemeinen Betriebsvorschriften (RGE) vorgeschrieben. Dieser Zuverlässigkeitsgrad basiert auf:

- der Vollständigkeit des Programms für regelmäßige Prüfungen;
- der angemessenen Repräsentativität der Prüfbedingungen;
- der Angemessenheit der Akzeptanzkriterien für die Prüfungen;
- einer an die Art, die Modalitäten der Prüfungen und die Ausfallrisiken der geprüften Systeme angepassten Häufigkeit.

Bestimmte Prüfungen werden anlässlich jeder Zehnjahresinspektion durchgeführt. Sie werden auf der Grundlage der inhärenten Zuverlässigkeit der zu prüfenden Systeme sowie der Art und der Modalitäten der Prüfungen festgelegt, ergänzt durch die gewonnenen Erfahrungen.

Vorgeschriebene Prüfungen, wie sie beispielsweise gemäß den Vorschriften für Druckbehälter erforderlich sind, fallen normalerweise nicht unter diese Kategorie. Sie werden in diesem Kapitel jedoch als gesetzliche Anforderungen aufgeführt (vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 6 – § 6.2.2.4).

❖ **Durchführung der zehnjährigen wiederkehrenden Prüfungen am Block 3 des Kernkraftwerks Blayais**

Die folgenden zehnjährlichen Prüfungen wurden anlässlich des Stillstands VD4 durchgeführt:

Prüfung des Sicherheitsbehälters:

Ziel der Sicherheitsbehälterprüfung ist es, die Einhaltung des Kriteriums der zulässigen Gesamtleckagerate des Sicherheitsbehälters sowie die Verformung der linearen Struktur bei verschiedenen Druckstufen zu überprüfen. Die Ergebnisse der Prüfung entsprechen den Dichtheitskriterien und belegen ein zufriedenstellendes mechanisches Verhalten des Sicherheitsbehälters unter Druckeinwirkung

Prüfung der Nachspeisung der GV durch CEX in Situation H3 mittels DCC-LH als Notfallmaßnahme der ASG:
Ziel ist es, die Funktionsfähigkeit der CEX-Pumpen zur Versorgung der GV zu überprüfen. Der Versuch verlief zufriedenstellend

Wiederbefüllung der ASG-Abdeckung durch SER mittels Schwerkraft:

Ziel ist es, die Aufrechterhaltung der Leistung der Schwerkraft-Nachspeisung des ASG-Behälters durch den SER-Behälter zu überprüfen. Der Test ist zufriedenstellend.

Nachspeisung des ASG-Tanks durch das JPD-System:

Ziel ist es, die Aufrechterhaltung der Leistungsfähigkeit der Nachspeisefunktion des ASG-Tanks durch die JP*-Pumpen zu überprüfen. Der Test ist zufriedenstellend.

Manuelle Nachspeisung der Ventilatoren in den Elektroräumen (DVL):

Ziel ist es, die Stromversorgung der DVL-Ventilatoren zu überprüfen. Der Test verlief zufriedenstellend.

Öffnung der Sprühventile im Gehäuse bei vollem Druckdifferenz:

Ziel ist es, die ordnungsgemäße Funktion und die Öffnungszeit der Sprühventile der Kammer zu überprüfen. Der Test ist zufriedenstellend verlaufen.

Druckentlastungs- und Filterkreislauf der Containment-Atmosphäre:

Ziel ist es, den Durchfluss der Druckentlastungs- und Filteranlage der Sicherheitshülle zu überprüfen. Der Test ist zufriedenstellend verlaufen.

Funktionsprüfung der Drucksensoren der Sicherheitshülle:

Ziel ist es, während der Prüfung des Sicherheitsbehälters die ordnungsgemäße Funktion der Sensoren zu überprüfen, die den Druck im Sicherheitsbehälter vom Kontrollraum aus messen. Die Prüfungen sind zufriedenstellend.

Überprüfung des Sprühdurchflusses des Druckhalters:

Ziel ist es, zu überprüfen, ob die Wirksamkeit der normalen Sprühfunktion des Druckhalters den Erwartungen entspricht. Der Test verlief zufriedenstellend.

Prüfung der Hochdruck-Sicherheitseinspritzpumpen bei vollem Durchfluss:

Ziel des Tests ist es, die Betriebseigenschaften der Hochdruck-Sicherheitsspritzpumpen bei vollem Durchfluss sowie das ordnungsgemäße Verhalten des Sicherheitsspritzkreislaufs zu überprüfen. Der Test ist zufriedenstellend verlaufen.

Prüfung der Hochdruck-Sicherheitseinspritzpumpen bei niedrigem Durchfluss:

Ziel der Prüfung ist es, die Betriebseigenschaften der Hochdruck-Sicherheitseinspritzpumpen (ISHP) bei geringem Durchfluss im Null-Durchfluss-Betrieb zu ermitteln. Die Prüfung ist zufriedenstellend.

Prüfung der Manövrierbarkeit der RIS-Ventildeckel bei TPL:

Ziel der Prüfung ist es, die Manövrierfähigkeit der Ventilklappen der RIS-Akkumulatoren sicherzustellen, die Durchgängigkeit der Entlastungsleitungen zu gewährleisten und den Druckverlustkoeffizienten der Akkumulatoren zu überprüfen. Die Prüfung ist zufriedenstellend verlaufen.

Manövrierbarkeitsprüfung der RIS-Ventile:

Ziel ist es, die Manövrierfähigkeit der Absperrklappen der RIS-Akkumulatoren, die an der Entleerung der RIS-Akkumulatoren beteiligt sind, sowie die Freigängigkeit der Leitungen und den Entleerungskoeffizienten der Akkumulatoren zu überprüfen. Die Prüfung ist zufriedenstellend verlaufen.

Überprüfung des Rückflussdurchsatzes während des Behältertests:

Ziel ist es, den Rückfluss aus den Sammelbecken zum BR unter realen Bedingungen zu überprüfen. Die Prüfung ist zufriedenstellend.

Überprüfung der Wirksamkeit passiver autokatalytischer Rekombinatoren (RAP):

Ziel ist es, den Sauberkeitszustand und die Fehlerfreiheit der Platten, aus denen die RAP bestehen, zu überprüfen und durch Stichproben (3 Platten pro Rekombinator aus jedem repräsentativen Volumen) eine Funktionsprüfung durchzuführen. Die Prüfungen sind zufriedenstellend.

Prüfung des SED-Verdünnungsdurchflusses:

Ziel ist es, den maximalen Verdünnungsdurchfluss des SED-Systems zu den Entmineralisierern der RCV- und TEP-Kreisläufe zu überprüfen. Der Test ist zufriedenstellend.

Prüfung der EAS-ND-Pumpe bei der Primäreinspeisung in den offenen Behälter:

Ziel ist es, die ordnungsgemäße Funktion der EAS-ND-Pumpe bei der Einspeisung in den Primärkreislauf mit offenem Behälter zu überprüfen. Der Test ist zufriedenstellend.

Prüfung der EAS-ND-Pumpe bei der Einspeisung in die BR-Sammelbecken:

Ziel ist es, die ordnungsgemäße Funktion der EAS-ND-Pumpe bei der Einspeisung in die Sammelbecken des Reaktorgebäudes zu überprüfen. Der Test verlief zufriedenstellend.

Dichtheitsprüfung der Absperrventile der Testleitung der EAS-ND-Pumpe:

Ziel des Tests ist es, die innere Dichtheit der Absperrventile der Testleitung des EAS-ND-Kreislaufs sicherzustellen. Der Test verlief zufriedenstellend.

Prüfung der automatischen Umschaltung von der Schaltanlage LLS auf die Schaltanlage LKI und Überprüfung der Startsequenz der Einspritzpumpe an den Dichtungen der GMPP:

Ziel ist es, die Funktionsfähigkeit der automatischen Umschaltung von der Notstromversorgungsschaltanlage LLS auf die Hauptschaltanlage LKI zu überprüfen. Außerdem soll die Startsequenz der Einspritzpumpe an den GMPP-Dichtungen überprüft werden. Der Test verlief zufriedenstellend.

6.2.2.4 Vorgeschriebene „ “-Prüfungen

❖ **Definition und Ziele der vorgeschriebenen Prüfungen**

Diese Prüfungen sind gemäß den verschiedenen Verwaltungsbeschlüssen durchzuführen (Prüfung der Kapazitäten des Primär- oder Sekundärkreislaufs).

❖ **Durchführung der vorgeschriebenen Prüfungen**

Im Rahmen des 4. RP 900 wurden folgende vorgeschriebene Prüfungen durchgeführt:

Regelmäßige Neuqualifizierung – Hydraulische Prüfung des Hauptprimärkreislaufs: Ziel ist es, die Beständigkeit des Hauptprimärkreislaufs gegenüber dem Prüfdruck zu überprüfen. Die hydraulische Prüfung verlief zufriedenstellend.

Regelmäßige Wiederzulassung – Hydraulikprüfung der Hauptsekundärkreisläufe: Ziel ist es, die Prüfdruckbeständigkeit der Hauptsekundärkreisläufe zu überprüfen. Die Hydraulikprüfungen verliefen zufriedenstellend.

6.2.2.5 Spezifische Prüfungen im Rahmen d

Gemäß der von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [CONF-B-I] hat EDF der ASN Ende 2021 ein Programm mit Sonderprüfungen übermittelt, in dem die Planung dieser Prüfungen detailliert dargelegt ist.

Gemäß der Vorschrift [CONF-B-II] hat EDF für jeden der im Programm für spezielle Prüfungen aufgeführten Prüfungen bis zum 31.12.2024 mindestens eine Prüfung jeder Art durchgeführt.

❖ **Umfang der an den Reaktoren der CPY-Generation durchzuführenden Sonderprüfungen**

Einmalige Prüfungen zur Bestätigung der Vollständigkeitsanalyse der EP:

- 48-stündiger Betriebsversuch eines Notstromaggregats (LHP oder LHQ). Dieser Versuch ist Gegenstand der Vorschrift [CONF-B];
- Leistungsprüfung an einem EAS-Wärmetauscher;
- Leistungsprüfung an einer EAS-Pumpe. Diese Prüfung ist Gegenstand der Vorschrift [CONF-B];
- Autonomieprüfung der SAR-Speicher;
- Leistungsprüfung an Kühlbatterien der Lüftungs- und Kühlsysteme;
- Leistungsprüfung der KRT-Baken des BK.

Einzelprüfungen zur Untermauerung der Modellannahmen und zur Qualifizierung der wissenschaftlichen Berechnungswerkzeuge:

- Betriebstest einer ASG-TPS ohne Belüftung des Raums bei vollständigem Ausfall der Stromversorgung. Dieser Test ist Gegenstand der Vorgabe [CONF-B];
- Betriebstest einer ASG-TPS bei niedrigem Füllstand des Vorratsbehälters. Dieser Test

ist Gegenstand der Vorschrift [CONF-B];

- Schließversuch von pneumatischen Ventilen bei Durchfluss;
- Betriebstest der H4-Vorrichtung parallel zum ISBP;
- Prüfung zur Bestätigung der Validierung der neutronischen Berechnungscodes und der Interpretation der Ergebnisse der physikalischen Kernversuche.

Einzelprüfungen zur Überprüfung bestimmter Maßnahmen, die in Unfallsituationen umgesetzt werden:

- Test zur Abschaltung des Lüftungskanals A des DVL [CONF-B].

6.2.3 FAZIT

Die Ergebnisse der Requalifizierungsversuche zu den Änderungen am 4. RP 900 (Phase A) haben es, wie in den Abschnitten „Bilanz zum Zustand des Blocks“ des vorliegenden Dokuments ausführlich beschrieben, ermöglicht, die ordnungsgemäße Integration der betreffenden Änderungen zu validieren. Die zufriedenstellenden Ergebnisse, die bei der Durchführung der spezifischen Zehnjahresprüfungen, der periodischen Zehnjahresprüfungen und der vorgeschriebenen Prüfungen festgestellt wurden, tragen dazu bei, die Übereinstimmung des Zustands der Anlage mit den erwarteten Leistungsmerkmalen für den Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais im Hinblick auf den Übergang in den technischen Zustand entsprechend der Phase A des 4. RP 900 zu überprüfen.

Die ASN hat EDF aufgefordert, ergänzende Prüfungen festzulegen, um nach der Umsetzung der mit dem Sicherheitsnachweis des 4. RP 900 verbundenen umfangreichen Änderungspakete das gesamte Funktionsverhalten der EIP im Hinblick auf die festgelegten Anforderungen und unter Berücksichtigung der wichtigsten Sicherheitsfunktionen zu überprüfen. Die Einbeziehung dieser Aufforderung in den Prozess zur Festlegung der Prüfungen hat EDF bereits dazu veranlasst, die im Abschnitt *„Spezifische Zehnjahresprüfungen“* dargestellten Prüfungen durchzuführen. Ergänzend dazu hat sich EDF nach Abschluss der Prüfung dieses Themas im Rahmen des 4. RP 900 verpflichtet, eine Reihe spezieller Prüfungen an den Blöcken der Baureihe CPY durchzuführen; einige dieser Prüfungen entsprechen der Vorschrift [CONF-B].

6.3 BEHÖRDLICHE REFERENZUNTERLAGEN

Allgemeiner Teil „Palier“

Gemäß den Anforderungen der Artikel 4 und 5 des Erlasses vom 10. November 1999 über die Überwachung des Betriebs des Hauptprimärkreislaufs (CPP) und der Hauptsekundärkreisläufe (CSP) von Druckwasserreaktoren (REP) müssen die behördlichen Referenzunterlagen (DRR), die die Fortsetzung und Aktualisierung des bereits in der Auslegungsphase eingeleiteten Nachweises der Integrität darstellen, so oft wie nötig und insbesondere bei jeder zehnjährigen Inspektion aktualisiert werden. Diese Aktualisierungen müssen unter anderem die gewonnenen Erfahrungen, die Überwachung im Betrieb und die Änderungen an der Anlage berücksichtigen.

Im Rahmen des 4. RP 900 wurden die behördlichen Referenzunterlagen der CPY-Stufe aktualisiert. Die Anfälligkeit der CPP/CSP-Bereiche gegenüber verschiedenen Schäden wird auf der Grundlage dieser Aktualisierung neu bewertet, was zu einer Aktualisierung der vorbeugenden Wartungsprogramme führen kann.

Im Rahmen des 4. RP 900 wurden bei der Aktualisierung der behördlichen Referenzunterlagen folgende Aspekte berücksichtigt:

- Materialdaten, die 500.000 Betriebsstunden abdecken, also über den 5. RP hinaus,
- verbesserte Erkenntnisse über die thermischen Belastungen bestimmter sensibler Bereiche, was die Aktualisierung der Situationsdossiers mit diesen ergänzenden Daten ermöglichte,
- die Auswirkungen der REP-Umgebungsbedingungen in den Ermüdungsuntersuchungen,
- die Bilanz der durch den Austausch von Hochspannungsleitungen unternommenen Anstrengungen, woraufhin EDF die Liste der Anwendungsbereiche der Methode zur Relaxation sekundärer Spannungen vorgelegt hat,
- die Auswirkungen der betrieblichen Situationen und Fristen des EPR-Referenzrahmens.

Die Überprüfung der Verhaltensanalysedokumente (DAC) für die Hilfsleitungen des CPP und die Leitungen des CSP ergab, dass die Halterungen bestimmter Leitungen geändert werden müssen (PNPE1333). Bei den von diesen Änderungen betroffenen Leitungen handelt es sich um EIPS-Komponenten der mechanischen Klassifizierung I oder II mit seismischer Anforderung. Die Systeme, bei denen möglicherweise eine Verstärkung der Halterungen erforderlich ist, sind folgende: RCP, RIS, RRA, RCV, ARE/ASG und VVP.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais weist im Hinblick auf den Palier-Zustand keine Besonderheiten auf.

Bilanz zum Zustand des Blocks

Die Änderung PNPE1333 „Erdbebensicherung des Kerns des Hauptprimärkreislaufs, des Hauptsekundärkreislaufs und der DRR-Auflager“ wurde am Block 3 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

ABSCHNITT 7: BEITRAG DES KERNKOMPONENTEN ZU DEN ZIELEN DER ÜBERPRÜFUNG

7 BEITRAG DES KERNKERNES ZU DEN ZIELEN DER ÜBERPRÜFUNG _____ 223

7.1 ZIELE DES KERNKONZEPTS 224
7.2 FUNKTIONELLE ARCHITEKTUR DES KERNTEAMS 225
7.2.1 Maßnahmen zur Verhinderung einer Reaktorkernschmelze 225
7.2.1.1 ASG-ND 225
7.2.1.2 Gewählte Lösung für die Dichtungsintegrität der GMPP 227
7.2.1.3 Herabfallen der Trauben 227
7.2.1.4 Notzufuhr an den Dichtungen der Primärmotorpumpen 228
7.2.1.5 Ventile des Druckhalters 228
7.2.2 Schwimmbeckenklappe – Brennstoff und Status „*offener Tank, Reaktorbecken* voll“ 229
7.2.2.1 Ziele und untersuchte Konfigurationen 229
7.2.2.2 Wassernachfüllung in Schwimmbecken 229
7.2.2.3 Überwachung des Schwimmbadwasserstands 230
7.2.2.4 Vermeidung von Entleerungen 230
7.2.2.5 Verhinderung von Beschädigungen des Schwimmbeckens durch herabfallende Lasten 231
7.2.2.6 Rückführung zur Langzeitkühlung 232
7.2.3 MINDERUNG DER FOLGEN EINES UNFALLS MIT KERNSCHMELZE 233
7.2.3.1 Ziel und Funktionsprinzipien 233
7.2.3.2 Verwandte Bestimmungen 233
7.3 UNTERSTÜTZENDE FUNKTIONEN 234
7.3.1 Notfall-Dieselaggregat (DUS) 234
7.3.2 Elektrische Verteilung – Kernbereich 235
7.3.3 Belüftung der Schalträume 236
7.3.4 Leittechnik – Kernbereich 237
7.3.5 Wasserquelle „Noyau Dur“ 238
7.4 DIE NUKLEARE SCHNELLEINSATZTRUPPE (FARN) 238
7.5 LOKALES KRISENZENTRUM 241
7.6 AUSLEGUNG DES HARTKERNES GEGEN ANGRIFFE UND IHRE FOLGEN 242
7.6.1 Erdbeben im „harten Kern“ 242
7.6.2 Externe Überschwemmung des „Noyau Dur“ 244
7.6.3 Tornado – Kernbereich 247
7.6.4 Durch Naturereignisse verursachte Auswirkungen am Standort, die über die Auslegung hinausgehen 248
7.7 FAZIT 249

7 BEITRAG DES „NOYAU DUR“ ZU DEN ZIELEN DER NEUÜBERPRÜFUNG

Nach dem Unfall von Fukushima am 11. März 2011 hat EDF in seinen ergänzenden Sicherheitsbewertungsberichten („*RECS*“) als Reaktion auf den Beschluss der ASN vom 05.05.2011 die hohe Robustheit seiner Anlagen unter Berücksichtigung folgender Punkte nachgewiesen:

- einer robusten ursprünglichen Auslegung mit Auslegungsspielräumen,
- eines Prozesses der regelmäßigen Überprüfung, der alle 10 Jahre die Einbeziehung neuer Erkenntnisse und Erfahrungswerte ermöglicht, wobei die Erfahrungen aus bedeutenden Ereignissen bereits vor den Überprüfungen berücksichtigt werden.

In den RECS hieß es außerdem: „Da *die Leistungsbeschreibung der ECS jedoch vorschreibt, [die] Plausibilität [von Extremsituationen] außer Acht zu lassen, wird die Untersuchung der folgenden wichtigsten zusätzlichen Schutzmaßnahmen […] vorgeschlagen, um diesen Situationen zu begegnen*:

- *Einrichtung einer neuen Möglichkeit zur Wiederauffüllung der Wasserreserven zur Versorgung der Dampferzeuger, des Primärkreislaufs oder des Brennstofflagers […].*
- *Verstärkung der Robustheit der Turbopumpen zur Versorgung der Dampferzeuger sowie ihrer Steuerungs- und Kontrollsysteme gegenüber Erdbeben und Überschwemmungen.*
- *Einrichtung eines zusätzlichen Notstromdiesels (DUS) pro Block, der gegen Überschwemmungen und Erdbeben robust ist und die Versorgung einer Einspritzpumpe für die Dampferzeuger, den Primärkreislauf oder das Lagerbecken ermöglicht.*
- *Einrichtung einer nationalen Nuklear-Schnelleinsatztruppe (FARN), die in der Lage ist, kompetente Teams für Betrieb, Wartung und Logistik an den betroffenen Standort zu entsenden […]*
- *Was die Bewältigung von Unfällen mit Kernschmelze betrifft, Untersuchung zur Erhöhung der Erdbebensicherheit der Filteranlagen für Ableitungen während der Druckentlastung des Sicherheitsbehälters“*

Auf der Grundlage der RECS und nach einer Analyse hat die ASN für jedes einzelne Kernkraftwerk (INB) Entscheidungen veröffentlicht, die EDF die Einrichtung eines *„Kernkerns aus materiellen und organisatorischen Maßnahmen […]*“ vorschreiben. *Für diesen Kernkern richtet der Betreiber unabhängige und gegenüber den bestehenden Sicherheitskontrollsystemen (SSC) diversifizierte SSC ein, um die Risiken durch gemeinsame Ursachen zu begrenzen. Der Betreiber begründet gegebenenfalls den Rückgriff auf nicht diversifizierte oder bereits bestehende SSC*.“

Um diesen Vorgaben gerecht zu werden, führt EDF ein industrielles Programm zur Einrichtung zusätzlicher Maßnahmen in seinen Anlagen durch, das sich in zwei aufeinanderfolgende und sich ergänzende Phasen gliedert:

- eine kurzfristige *„reaktive*“ Phase, die 2015 abgeschlossen wurde,
- eine mittelfristige Phase zur Einführung *„dauerhafter* Maßnahmen“ bis zum Zeithorizont *„10 Jahre nach dem Unfall von Fukushima*“.

Ein zweiter Satz von ASN-Vorgaben wurde im Januar 2014 veröffentlicht und legt fest, dass *„zur Begrenzung massiver radioaktiver Freisetzungen in ‚Noyau Dur‘-Situationen der ‚Noyau Dur‘ die Isolierung des Sicherheitsbehälters und die Verhinderung von Bypass-Situationen der dritten Barriere ermöglicht. Der ‚Noyau Dur‘ zielt darauf ab, die Integrität dieser Barriere zu wahren, ohne die Entlüftungsvorrichtung des Sicherheitsbehälters zu öffnen*“.

Diese Vorschriften, die der Integrität der dritten Barriere zur Begrenzung massiver radioaktiver Freisetzungen Vorrang einräumen, stehen im Einklang mit dem Ziel der 4. periodischen Überprüfung 900, das Risiko früher und erheblicher Freisetzungen in die Umwelt äußerst unwahrscheinlich zu machen.

In diesem Zusammenhang tragen die von EDF im Rahmen des Industrieprogramms „Grand Carénage“ parallel zur vierten periodischen Überprüfung umgesetzten sogenannten *„Hard* Core“-Maßnahmen zur Erreichung der Ziele der Überprüfung bei.

7.1 ZIELE DES „NOYAU DUR“

Die technischen Vorschriften der ASN aus dem Jahr 2014 definieren die Sicherheitsziele des „Noyau Dur“. Die festgelegten Maßnahmen des „Noyau Dur“ zielen darauf ab:

- einen Unfall mit Brennstoffschmelze zu verhindern oder dessen Ausbreitung zu begrenzen,
- massive radioaktive Freisetzungen und dauerhafte Auswirkungen auf die Umwelt zu begrenzen,
- dem Betreiber zu ermöglichen, die ihm obliegenden Aufgaben im Krisenmanagement zu erfüllen.

Die „Noyau Dur“-Szenarien sowie die sich aus deren Kumulierung ergebenden Situationen sind ebenfalls in den ASN-Vorschriften von 2014 definiert:

- **der vollständige Ausfall der Stromversorgungen,** die nicht zum „Harten Kern“ gehören. Das heißt, der Ausfall der externen Stromquellen des Standorts in Verbindung mit dem Ausfall der beiden Blockdieselgeneratoren (als „H3“ bezeichnete Situation);
- **der vollständige Ausfall der Kühlquelle, die** nicht zum „harten Kern“ gehört (als „H1“ bezeichnete Situation);
- die für den „harten Kern“ berücksichtigten externen Naturereignisse: Überschwemmungen (einschließlich Starkregen) und mit Überschwemmungen in Zusammenhang stehende Naturphänomene (Extremwinde, Blitzschlag, Hagel), Erdbeben und Tornados;
- Situationen, die sich aus dem Zustand der Anlage, des Standorts und seiner Umgebung nach einer oder mehreren der für den „Harten Kern“ festgelegten externen Naturgefahren ergeben.

„Noyau Dur“-Situationen betreffen alle Blöcke eines Standorts.

Als Reaktion auf die technischen Vorgaben der ASN schlägt EDF einen „Noyau Dur“ vor, bei dem es sich um eine Reihe von ortsfesten Einrichtungen handelt, die gegen „Noyau Dur“-Situationen und die damit verbundenen Einwirkungen robust sind und durch mobile Einrichtungen sowie eine Organisation und Teams zu deren Umsetzung ergänzt werden. Dies ermöglicht es:

- eine Kernschmelze zu verhindern, indem die Kühlung des Reaktorkerns und die Ableitung der Restleistung aus dem Sicherheitsbehälter des Reaktorgebäudes gewährleistet werden, wenn der Primärkreislauf unter Druck gesetzt werden kann,
- Betriebsstrategien umzusetzen, die der Kühlung über den Sekundärkreis Vorrang einräumen und dabei die Integrität des Hauptprimärkreises bewahren,
- die Isolierung des Sicherheitsbehälters zu gewährleisten und Situationen zu verhindern, in denen diese Barriere umgangen wird. Der „Noyau Dur“ ermöglicht die Begrenzung des Drucks im Inneren des Sicherheitsbehälters, ohne dass die Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Sicherheitsbehälters geöffnet werden muss,
- sicherzustellen, dass die Brennelemente nicht entleert werden, auch nicht während der Handhabung im Lagerbecken und in den Handhabungsräumen für Brennelemente,

Die zur Begrenzung radioaktiver Freisetzungen gewählten Auslegungsmerkmale des „Noyau Dur“ berücksichtigen den Fall einer vollständigen Kernschmelze und eines Durchbruchs des Reaktorbehälters bei einem Reaktor des Standorts.

Diese „Noyau Dur“-Maßnahmen werden in den Abschnitten 0 „Funktionale Architektur des ‚Noyau Dur‘“ und 7.3 „Unterstützende Funktionen“ dargestellt.

Der Einsatz des „Noyau Dur“ geht zudem mit Vorkehrungen einher, die es dem Betreiber ermöglichen sollen, die ihm im Rahmen des Krisenmanagements obliegenden Aufgaben zu erfüllen, um das mit dem „Noyau Dur“ verbundene Sicherheitsziel zu erreichen, insbesondere ein lokales Krisenzentrum (CCL) pro Standort und Anschlusseinrichtungen („Plugs“) für die mobilen Mittel der Nuklearen Schnellreaktionskraft (FARN), die für den „Noyau Dur“ erforderlich sind. Diese Vorkehrungen werden in den Abschnitten 7.4 *„Nukleare* Schnellreaktionskraft“ und 7.5 *„Lokales Krisenzentrum“* dargelegt.

Eine funktionale Komplementarität ist zwischen den planerischen Mitteln (materielle Vorkehrungen des

Kernbereich) und den Resilienzmitteln (mobile Mittel, die am Standort zur Verfügung stehen oder von der FARN transportiert werden). Diese Komplementarität ermöglicht eine gute Anpassungsfähigkeit an unvorhergesehene Situationen unter Berücksichtigung der langsamen Dynamik der in solchen Situationen zu befürchtenden Phänomene, insbesondere des Druckanstiegs im Sicherheitsbehälter und der Freilegung der Brennelemente im Brennelementlagerbecken.

Schließlich muss der „Noyau Dur“ gegenüber den für ihn festgelegten externen Naturgefahren und deren Folgeeffekten widerstandsfähig sein. Dieser Grundsatz wird bei neuen Sicherheitssystemen bereits in der Auslegung berücksichtigt oder bei bestehenden Sicherheitssystemen des „Noyau Dur“ überprüft (die bei Bedarf verstärkt werden können). Die Analyse der Auslegung des „Noyau Dur“ hinsichtlich der für den „Noyau Dur“ festgelegten Einwirkungen und deren Folgeeffekte sowie die damit verbundenen Schutzmaßnahmen werden in Abschnitt 7.6 dargestellt.

Die Umsetzung der „Noyau Dur“-Bestimmungen wird zudem durch die ASN-Vorschriften [ND-A], [ND-B], [ND-C] im Rahmen der Prüfung der generischen Phase des 4. RP 900 geregelt. Die Vorschriften [ND-A] und [ND-B] beziehen sich jeweils auf das ASG-ND (siehe § 7.2.1.1) und auf die Einspritzpumpe an den Dichtungen der GMPP des „Noyau Dur“ (siehe § 7.2.1.4). Die Umsetzung der übrigen Bestimmungen des „Noyau Dur“ wird durch die Vorschrift [ND-C] geregelt, die den Stichtag für die Umsetzung dieser Bestimmungen spätestens auf die Phase „Ergänzungen “.

7.2 FUNKTIONELLE ARCHITEKTUR DES HARTKERN

7.2.1 Maßnahmen zur Verhinderung einer Kernschmelze des Reaktors „ “

7.2.1.1 ASG- ND

Generischer Teil der Stufe

Die Anordnung ASG-ND (PNPE1258) gewährleistet die Kühlung des Reaktorkerns und die Ableitung der Restleistung aus dem Sicherheitsbehälter des Reaktorgebäudes über die Sekundärkreisläufe, wenn der Primärkreislauf unter Druck steht oder unter Druck gesetzt werden kann. Diese Anordnung entspricht der Vorschrift ASN [ND-A].

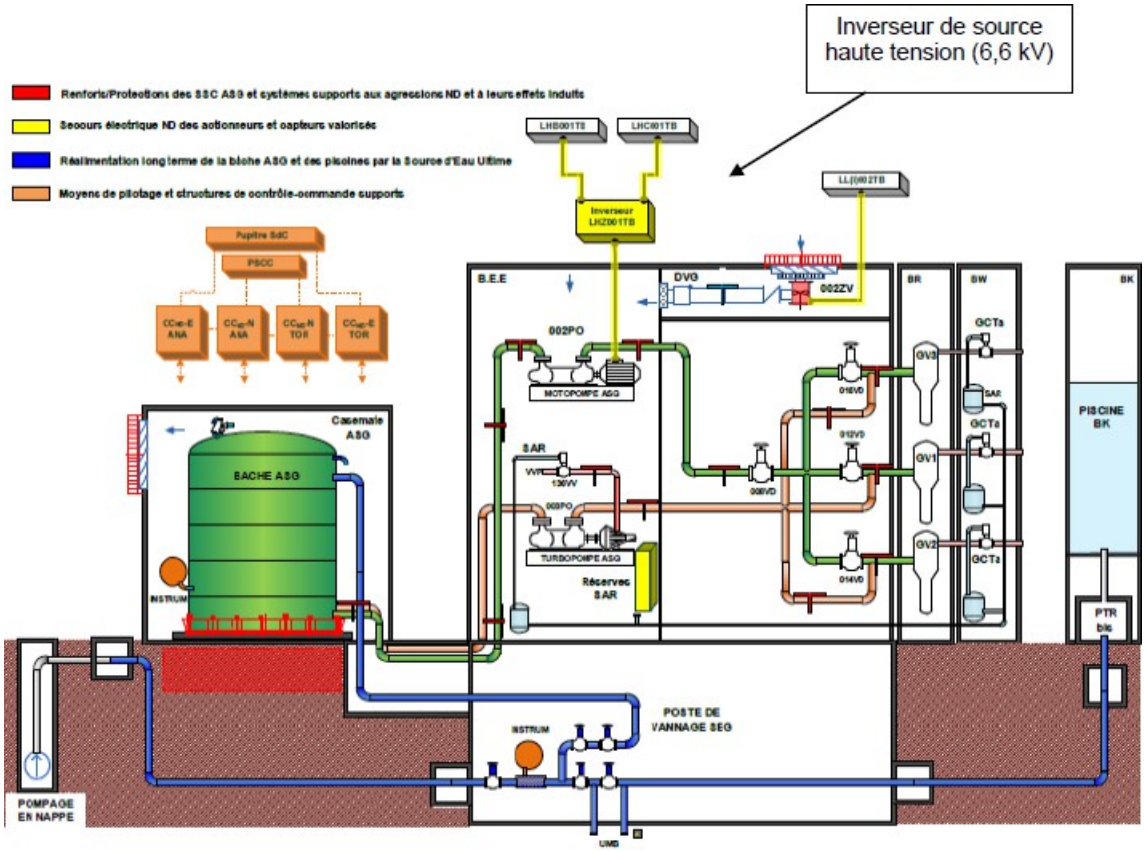
Die wichtigsten Annahmen bezüglich der Systeme lauten wie folgt:

- Der Hauptprimärkreislauf und der Hauptsekundärkreislauf sind nach dem Störfall intakt,
- alle Brennelemente fallen während der automatischen Abschaltung (AAR) oder aufgrund eines Ausfalls der externen Spannungsversorgung (MDTE) herunter,
- das Abschalten der Primärpumpen erfolgt sofort durch die Automatik oder aufgrund des Ausfalls der externen Spannungsversorgung (MDTE),
- nur die Funktionen des Kessels und der Stützkonstruktionen des „Noyau Dur“ werden hinsichtlich ihrer positiven Wirkung berücksichtigt.

Die von EDF gewählte Lösung nutzt als Einspeisemittel für die Dampferzeuger die ASG-Motorpumpe von Kanal B, die aus dem ASG-Ausgleichsbehälter ansaugt.

Für die Wasserversorgung der Dampferzeuger sieht die Lösung den ASG-Behälter als Speicher vor.

Im Kernkraftwerksblock (BW) wird eine Ventilstation eingerichtet, um den ASG-Behälter sowie die BR- und Brennstoffbecken dauerhaft über die Wasserquelle für die „Noyau Dur“-Nachspeisung (PNPP1714/PNPE1289 und PNPE1258, vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7 – § 7.2.2.2).



Prinzipskizze der ASG-ND-Anordnung

Der Aspekt *der „Luftversorgungsautonomie*“ für die Ansteuerung der pneumatischen Bauteile im „Noyau Dur“-Betrieb wird ebenfalls durch die Änderung ASG-ND (PNPE1258) behandelt.

Die Bedienbarkeit der Regelventile ASG 012/014/016 VD vom Kontrollraum aus im „Noyau Dur“-Betriebszustand ist ebenfalls Gegenstand einer Änderung (TCDI0222).

Spezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais weist im „Palier“-Zustand keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPE1258 außerhalb von Band J „Einrichtung des ASG-ND-Systems und der festen Nachspeiseleitung für das BK-Becken durch SEG“ wird im Block 3 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration spätestens in Phase B des 4. RP 900 vorgesehen ist.

Die Änderung PNPE1258 „Maßnahme zur Gewährleistung der Robustheit der Steuerung (RCM) der Regelventile ASG012/014/016VD aus dem Kontrollraum heraus unter Hard-Core-Bedingungen“ wird im Rahmen der Phase B „Ergänzungen“ des 4. RP 900 im Block 3 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt.

Die Änderung PNPP1714 „Wasserquelle für die Kern-Notkühlung“ wird im Rahmen einer spezifischen Planung mit einer geplanten Integration spätestens im Februar 2026 im Block 3 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung im Hinblick auf ihre Berücksichtigung in den Kumulierungsstudien des MDTE werden spätestens bei VD4 + 2 Jahre berücksichtigt.

7.2.1.2 Gewählte Lösung für die Integrität der Dichtungen der GMPP-

Die Betriebsstrategie „Noyau Dur“ sieht die systematische Druckentlastung und Kühlung des Hauptprimärkreislaufs (CPP) durch den Sekundärkreislauf vor, insbesondere mit dem Ziel, die thermohydraulische Belastung der Wellendichtungen der Primärpumpenaggregate (GMPP) zu begrenzen.

Die Wellendichtungen der GMPP, die in den in Betrieb befindlichen Reaktoren installiert sind, sind nun alle mit Dichtung Nr. 1 mit Siliziumnitrid-Dichtscheiben und sogenannten „Hochtemperatur“-O-Ringen ausgestattet.

Um die Leistungsfähigkeit der Wellendichtungen der GMPP in „Hard-Core“-Situationen nachzuweisen, stützt sich EDF auf ein Programm mit sieben Versuchen, die von 2014 bis 2020 im Framatome-Testkreislauf in Karlstein durchgeführt wurden. Diese Versuche ermöglichten es, den Einfluss verschiedener Parameter (Druck-/Temperaturprofil stromaufwärts, Konfiguration der Leckagelinie der Dichtung Nr. 1, Verschleiß- und Alterungszustand der Dichtungen usw.) auf das Verhalten der Dichtungen zu untersuchen.

Diese Testreihe hat die inhärente Robustheit der GMPP-Wellendichtungen trotz fehlender Einspritzung an den Dichtungen und fehlender Kühlung der thermischen Barriere deutlich gemacht. Die bei allen durchgeführten Versuchen beobachteten Leckageraten der Dichtungen sind mit dem „Noyau Dur“-Betriebsmodus vereinbar.

Auf der Grundlage dieser Erkenntnisse wurde die Integrität der Dichtungen in der „Noyau Dur“-Betriebsstrategie berücksichtigt.

7.2.1.3 Abfall der Cluster-

Generischer Teil „Lagerung“

EDF führt eine Änderung durch, die im Falle eines Erdbebens eine automatische Reaktorabschaltung (AAR) gewährleistet (Vorgang PNPP1419). Diese AAR wird durch vier Sensoren in einer 2/4-Logik ausgelöst, die an der Außenverkleidung des Reaktorgebäudes installiert sind. Diese Anordnung wird verstärkt, um ihre Robustheit gegenüber einem „Noyau Dur“-Erdbeben zu gewährleisten und bestimmte Informationen im Rahmen des Falls PNPE1115 an die Leitwarte weiterzuleiten.

EDF hat den Fall der Brennelemente während eines Erdbebens der Kategorie „Noyau Dur“ nachgewiesen, basierend auf Berechnungen des mechanischen Verhaltens der verschiedenen Komponenten, aus denen der Fallkanal besteht (Brennelement-Steuermechanismen und deren erdbebensichere Haltevorrichtungen, Adapter des Reaktorbehälterdeckels, Elemente der Reaktoreinbauten, die die Führung der Brennelemente gewährleisten, Brennelementbündel), und kam dabei insbesondere zu dem Schluss, dass keine Verformung (Knickung) der Brennelementgitter vorliegt.

Ergänzend hat EDF den Fall der Steuerstäbe bei leicht verformten Gittern begründet und sich dabei insbesondere auf in Japan erzielte experimentelle Ergebnisse im Maßstab 1:1 gestützt. Konservativ betrachtet berücksichtigt das „Noyau Dur“-Verfahren zur Verhinderung einer Kernschmelze ein unvollständiges Herabfallen der Steuerbündel, wobei auf eine Hochdruck-Bor-Einspritzvorrichtung zurückgegriffen wird (§ 7.2.1.4).

Schließlich hat EDF nachgewiesen, dass die Unterkritikalität des Reaktors auch bei unvollständigem Herabfallen bestimmter Stäbe gewährleistet ist.

Blockspezifischer Teil 3 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Blayais weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPP1419 „Einführung einer automatischen Reaktorabschaltung bei Erdbeben“ wurde im Block 3 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPE1115 „Automatischer Reaktorabschaltbefehl bei Erdbeben und Meldung eines

, robust gegenüber einem Kernschmelzunfall“ wird im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4. RP 900 im Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt.

7.2.1.4 Notversorgung für die Dichtungen der Primärpumpenaggregate –

Allgemeiner Teil – Lagerung

EDF führt eine Notversorgungsmaßnahme für die Dichtungen der Primärpumpenaggregate (PNPE1427) ein, um boriertes Wasser einspritzen zu können, wenn der Primärkreislauf in „Hard-Core“-Situationen unter hohem Druck steht. Diese zusätzliche Sicherheitsmaßnahme ermöglicht es, die Sicherheitsmargen hinsichtlich des Risikos eines kritischen Rückflusses im ungünstigsten Fall eines unvollständigen Absinkens der Brennelemente zu erhöhen. Diese Maßnahme ist Teil des „Noyau Dur“. Sie entspricht der Vorschrift [ND-B].

Blockspezifischer Teil 3 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Blayais weist hinsichtlich des Stillstandszustands keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPE1427 „Einbau einer Einspritzpumpe an den Dichtungen der Primärpumpenaggregate ‚Kern‘ (PJ-ND)“ wird im Rahmen der Phase B „Ergänzungen“ der Änderungen des 4. RP 900 im Block 3 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt.

7.2.1.5 Ventile des Druckhalter- s

Allgemeiner Teil: Lagerung

Die Modifikation der Ventile des Druckhalters (PNPP1595) ermöglicht eine Erhöhung ihrer Entlastungskapazität bei niedrigem Druck und eine Verbesserung ihrer allgemeinen Funktionsweise (Robustheit, Stabilität im Dampf- und einphasigen Betrieb, Druckausgleich im Behälter usw.).

Diese Modifikation trägt vor allem dazu bei, das Risiko eines Kernschmelzunfalls unter Druck im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze zu begrenzen. Im Rahmen des „Noyau Dur“-Betriebs zur Verhinderung eines Unfalls mit Kernschmelze verbessert sie die vollständige Öffnung einer Druckminderer-Entlastungsleitung (LDP) bei niedrigem Primärdruck, was die abschließende Borierung des Primärkreislaufs durch die EAS-ND-Pumpe begünstigt.

Die Modifikation des SEBIM-Tandems des Druckhalters ist eine bauliche Änderung, die darin besteht:

- auf mechanischer Ebene den Kopf jedes Schutz- und Absperrventils auszutauschen (Ventilkörper, Düse und Schutzring der Ventile bleiben erhalten),
- auf elektrischer Ebene: Austausch der Positionssensoren am Ventilkopf und der Elektronikplatinen im SEBIM-Positionssensor-Rack in den Schalträumen.

Blockspezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais weist hinsichtlich des „Palier“-Zustands keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPP1595 außerhalb von Band C „Austausch der SEBIM-Ventilköpfe“ wurde am Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

7.2.2 Abschnitt „Brennstoffbecken“ und Zustand *„offener Behälter, Reaktorbecken* voll“

7.2.2.1 Untersuchte Ziele und Konfigurationen von „ “

Der „Noyau Dur“ verhindert das Entleeren der Brennelemente im Stilllegungsbecken, einschließlich während der Handhabung in den Lagerbecken und Handhabungsräumen, im Falle eines Ausfalls der Kühlsysteme (PTR, RRA, Kühlquelle RRI/SEC) infolge einer „Noyau Dur“-Beanspruchung.

Die Ausgangszustände des Reaktorblocks, die als Grundlage für die Festlegung der „Noyau Dur“-Maßnahmen dienten, unterscheiden zwischen isolierten BR/BK-Becken und solchen, die über das Transferrohr miteinander verbunden sind:

- den Zustand „Vollständig entladener Reaktor“ (RCD), in dem sich der Brennstoff im Brennstoffbecken befindet und das Übertragungsrohr geschlossen ist. Dieser Zustand gilt sowohl für den RCD-Zustand (Auslegungsfall, bei dem die gesamte Restleistung im BK liegt) als auch für die Zustände RP, AN/GV, AN/RRA und API, bei denen die Handhabung der Brennelemente im BK unabhängig von der der Brennelemente im BR erfolgt,
- den Zustand „Kaltabschaltung zur Brennelementwechsel“ (APR, offener Reaktorbehälter und volles Reaktorbecken), bei dem das Transferrohr geöffnet ist und das BR-Becken mit dem Brennelementbecken verbindet (ohne Absperrschieber).

7.2.2.2 Wassernachfüllung in den Becken „ “

Generischer Teil „Lagerung“

Die Vorrichtung besteht aus:

- einer Wasser-Nachspeisung für den „Noyau Dur“ im Brennelementbecken (PNPP1714/PNPE1289 und PNPE1258), die der von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [PISC-A-III] entspricht, sowie deren Dampfablass,
- einer Wasserzufuhr zum „Noyau Dur“ im BR-Becken (PNPP1714/PNPE1289 und PNPE1258) und dessen Dampfableitung (PNRL1803). Die Wasserzufuhr zum „Noyau Dur“ im BR-Becken erfolgt im Zustand „Stillstand zur Wiederaufladung“ (APR) durch Schwerkraft aus dem Brennstoffbecken über das offen gelassene Übertragungsrohr. Die Dammwände zwischen dem Behälterraum des BR-Beckens und dem Lagerraum des Brennstoffbeckens werden entfernt oder geöffnet. Die Türen der Schleuse 0 m (Ablass für den im BR-Becken erzeugten Dampf) dürfen sich unter der Einwirkung des Dampfdurchflusses nicht schließen können; zu diesem Zweck gewährleistet die Änderung PNRL1803, dass die BR-Schleuse im „Noyau Dur“-Zustand offen bleibt.

Blockspezifischer Teil 3 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais weist hinsichtlich des „Palier“-Zustands keine Besonderheiten

auf. Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderung PNRL1803 „Einrichtung einer „Noyau Dur“-Wassernachspeisung am BR-Becken und dessen Dampfablass“ wird im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4. RP 900 im Block 3 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt.

Die Änderung PNPE1258 außerhalb von Band J „Einbau der ASG-ND-Vorrichtung und der festen Nachspeiseleitung für das BK-Becken durch SEG“ wird am Block 3 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration spätestens in Phase B des 4. RP 900 vorgesehen ist.

Die Änderung PNPP1714 „Wasserquelle für die Nachspeisung des harten Kerns“ wird im Block 3 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration spätestens im Februar 2026 vorgesehen ist. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung im Hinblick auf ihre Berücksichtigung in den Kumulierungsstudien des MDTE werden spätestens bei VD4 + 2 Jahre berücksichtigt.

7.2.2.3 Überwachung des Wasserstands „ “ im Reaktorbecken

Allgemeiner Teil – Lagerung

Der Füllstand der Becken wird durch Füllstandsmessgeräte im Brennelementlagerbecken und im Becken des Reaktorgebäudes überwacht, die die Steuerung der Nachspeisung (Inbetriebnahme, Abschaltung, Regelung) ermöglichen: „Alles-oder-Nichts“-Füllstandsmessungen der Becken im Reaktorgebäude (PNPE1128) und des Brennelement-Lagerbeckens (PNPP1907) sowie die analoge Füllstandsmessung des Brennelement-Lagerbeckens (PNPP1824).

Blockspezifischer Teil 3 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais weist hinsichtlich des Stillstandszustands keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPP1907 (außer Band N) „Einrichtung eines diversifizierten mobilen Kühlsystems PTR bis“ wurde im Block 3 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPP1907, Band N, „Beseitigung des Problems der Blasenbildung im BK-Becken“ wurde am Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

Die Änderungen:

- PNPE1128 „Alles-oder-Nichts-Füllstandsmessungen im Reaktorbecken“,
- PNPP1824 „Hinzufügung einer analogen Füllstandsmesskette für das BK-Brennstoffbecken“,

werden im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4· RP 900 im Block 3 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt.

7.2.2.4 Vermeidung von Entleerungs en

Allgemeiner Teil „Lagerung“

Für den „harten Kern“ werden zwei große Kategorien von Maßnahmen untersucht und umgesetzt:

- Maßnahmen zur Verhinderung eines Bruchs am Transferrohr. Das Transferrohr wurde für das SND-Erdbeben auf der CPY-Stufe ausgelegt.
- Maßnahmen zur Verhinderung von Entleerungen über an die Lagerbecken angeschlossene Kreisläufe:
  - automatisches Schließen der PTR-Ansaugung des Brennelementbeckens bei einem Signal für sehr niedrigen Füllstand des Brennelementbeckens (PNPP1402),
  - automatische Absperrung der Filterleitungen des BR-Beckens (PNPP1780),
  - Neudimensionierung des Siphonbrechers an der Druckleitung des Kühlsystems des Brennelementbeckens, um eine mögliche Entleerung zu unterbrechen, die durch einen Guillotinebruch dieser Leitung ausgelöst wird (PNPP1289),
  - Hinzufügung organisatorischer Vorkehrungen in Form von behördlichen Sperrverfügungen, um die Absperrung bestimmter Entleerungsleitungen der BR- und Brennelementbecken während der Brennelementhandhabung zu gewährleisten.

Spezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais weist im Hinblick auf den Stillstandszustand keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands

des Blocks Die Änderungen:

- PNPP1402 „Automatisches Schließen des Ventils PTR 001 VB am NTB-Becken bei Deaktivierung“,
- PNPP1780 „Automatisierung der Entleerungsventile des BR-Beckens“,
- PNPP1289 „Neudimensionierung des Siphonbrechers an der Druckleitung des Kühlsystems des Brennstoffbeckens“,

wurden am Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Le Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

7.2.2.5 Verhinderung einer Beschädigung des Brennstoffbehälters durch herabfallende Last

Allgemeiner Teil: Lagerung

Die „Noyau Dur“-Maßnahmen stützen sich auf die Robustheit der Becken und der sie tragenden Strukturen sowie des Transferrohrs und der angeschlossenen Leitungen bis hin zur ersten Absperrvorrichtung.

Ziel ist es daher, das Risiko eines Lecks oder eines Bruchs an der Struktur des Brennelementbeckens im Falle eines herabfallenden Lastkörpers auszuschließen, der das Becken beschädigen könnte – sei es durch das „*Herausfallen*“ der Brennelementkassette während der Handhabung oder durch den Sturz der Transportverpackung für abgebrannte Brennelemente.

❖ Herabfallen der Brennelementkassette während der Handhabung

Die für den „Noyau Dur“ umgesetzten Maßnahmen dienen dazu, das Herabfallen der Brennelementkassette während des Handhabungsvorgangs zu verhindern. Es handelt sich um Maßnahmen zur Sicherung der Brennelementkassette während des Handhabungsvorgangs auf der Lademaschine auf der Beckenseite des Reaktorgebäudes (PNPP1975), auf der Laufbrücke und auf der Hilfsbrücke des BK (PNPP1913) sowie am Senkwerk auf der Seite des Brennelementlagbeckens (PNPP1620) für die Kernkraftwerke Tricastin und Cruas.

Ergänzend zu diesen Vorkehrungen und außerhalb des „Noyau Dur“ setzt EDF ein ausfallsicheres Verfahren zur sicheren Positionierung der Brennstoffelemente ein, die sich während der Handhabung im Brennstoffbecken befinden, für den Fall eines Ausfalls der Stromversorgung (PNPP1549 „Manuelle Notsteuerungen“).

❖ Sturz einer Transportverpackung

Die Widerstandsfähigkeit der Becken im Falle eines durch ein Erdbeben der Kategorie „Noyau Dur“ verursachten Sturzes einer Transportverpackung wurde nachgewiesen:

- Nach einem Erdbeben der Stufe „Noyau Dur“ bleibt das Verhalten des Brennelementbeckens im linearen elastischen Bereich des Stahlbetons,
- da sich die Materialien im linearen Elastizitätsbereich befinden, ist die Unversehrtheit des Brennelementbeckens im Falle eines durch ein Erdbeben der Stufe „Noyau Dur“ verursachten Sturzes einer Transportverpackung nachgewiesen.

Eine Vorrichtung zur Lastsicherung der Transportbehälter für abgebrannte Brennelemente während des Transports an der Schwerlastbrücke DMK wird eingesetzt (PNPP1913), um das Risiko eines Herabstürzens der Transportbehälter zu verhindern.

Spezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Die Änderung PNPP1975 „Erdbebensicherung der Belademaschine“ wird im Block 3 des Kernkraftwerks Blayais nicht umgesetzt, da die Erdbebensicherheit der Belademaschine gemäß SND nachgewiesen ist.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPP1549 „Sichere Positionierung einer Brennelementkassette“ wurde im Block 3 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPP1913 „Erdbebensicherheit der Brücken im Brennstoffgebäude bei einem Hard-Core-Erdbeben“ wird im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4. RP 900 im Block 3 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt.

7.2.2.6 Rückkehr zur Langzeitkühlung „ “

Allgemeiner Teil – Lagerung

Das „Hard-Core“-Verfahren bei Kühlungsverlusten im Brennelementlagerbecken besteht darin, die Restleistung der im Brennelementlagerbecken befindlichen Brennelemente – auch während der Handhabung – durch Verdampfung abzuleiten, wobei diese mittels der „Hard-Core“-Nachspeisung unter Wasser gehalten werden.

Die Wiederherstellung der Kühlung des Brennelementlagerbeckens wird anschließend für „Noyau Dur“-Situationen durch die Inbetriebnahme der Vorrichtung „PTR bis“ spätestens 15 Tage nach Beginn der „Noyau Dur“-Situation gewährleistet. Die Änderung „PTR bis“ (PNPP1907) ist in Abschnitt 3 beschrieben. Die Anordnung „PTR bis“ entspricht der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [PISC-A-III].

Im APR-Zustand führt die Inbetriebnahme der Rückführung zur Kühlung durch die Vorrichtung „PTR bis“ zu einem Durchfluss vom Brennelementlagerbecken zum BR-Becken über das Transferrohr, der weitaus höher ist als derjenige, der durch die Wasserzufuhr aus dem „Noyau Dur“-Nachspeisungssystem entsteht (PNPP1714/PNPE1289 und PNPE1258, vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7 – § 7.2.2.2). In diesem Fall ist eine Bor-Nachfüllung erforderlich, um ein potenzielles Risiko eines kritischen Rückflusses aus dem Reaktorkern in den Behälter durch heterogene Verdünnung zu verhindern. Zu diesem Zweck wird von der FARN vor dem Start des PTR bis eine Borierungsvorrichtung (mobile Borierungseinheit) eingesetzt. Diese Anlage ermöglicht es, Bor in einer Konzentration einzuleiten, die über der kritischen Borkonzentration des Kerns im Reaktorbehälter liegt, und so die Borkonzentration im Brennelementlagerbecken anzuheben, wodurch das Risiko einer heterogenen Verdünnung vor der Inbetriebnahme des PTRbis beseitigt wird.

Spezifische Angaben zum Block 3 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais weist im Hinblick auf den Stillstandszustand keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPP1907 (außer Band N) „Einrichtung eines diversifizierten mobilen Kühlsystems PTR bis“ wurde am Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPP1907, Band N „Beseitigung des Problems der Blasenbildung im BK-Becken“ wurde am Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

7.2.3 UNFALLMINDERUNG BEI EINER KERN -SCHMELZE

7.2.3.1 Ziel und Funktionsprinzipien des „ “

Der „Noyau Dur“ gewährleistet die Isolierung des Sicherheitsbehälters und verhindert, dass diese Barriere umgangen wird. Der „Noyau Dur“ sorgt für die Begrenzung des Drucks im Inneren des Sicherheitsbehälters, ohne dass die Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Sicherheitsbehälters geöffnet werden muss.

Die für den Kernkern gewählten Maßnahmen zur Begrenzung radioaktiver Freisetzungen und dauerhafter Auswirkungen auf die Umwelt berücksichtigen den Fall einer vollständigen Kernschmelze und eines Durchbruchs des Reaktorbehälters bei einem der Reaktoren des Standorts.

Die Aufrechterhaltung der Sicherheitshülle und die Begrenzung der Freisetzungen im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze werden insbesondere gewährleistet durch:

- die Isolierung des Sicherheitsbehälters,
- die Ableitung der Restleistung aus dem Sicherheitsbehälter und die Begrenzung seines Drucks durch ein „Noyau Dur“-Kühlsystem (EAS-ND),
- der Beherrschung des Wasserstoffrisikos durch passive autokatalytische Rekombinatoren (RAP),
- die Kühlung des Coriums im Falle eines Reaktorbehälterdurchbruchs, um einen Durchbruch der Fundamentplatte zu verhindern, einschließlich der erneuten Flutung des Reaktorbehälterschachts und des angrenzenden RIC-Raums nach der trockenen Ausbreitung des Coriums.

Die damit verbundenen funktionalen Maßnahmen werden im folgenden Abschnitt vorgestellt. Ergänzend tragen bestimmte, in den Abschnitten 7.3 „Stützfunktionen“ und
7.6 „Auslegung des Hartkerns hinsichtlich von Einwirkungen und deren Folgeeffekten“ tragen zur Minderung von Unfällen mit Kernschmelze bei.

7.2.3.2 Zugehörige Maßnahmen

Allgemeiner Teil – Lagerung

Die zur Minderung des Unfalls mit Kernschmelze ausgewerteten Maßnahmen des „Noyau Dur“ lauten wie folgt:

- EAS-ND (PNPP1811);
- Abwassermanagement bei einem Unfall mit Kernschmelze (PNPP1541);
- Einrichtung einer Vorrichtung zur Trockenausbreitung und Stabilisierung des Coriums unter Wasser (PNPP1976);
- Verstärkung der Trennwände zwischen dem internen Kerninstrumentierungsraum (RIC) und dem Bereich der Auffangbecken am Boden des Sicherheitsbehälters des Reaktorgebäudes (PNPP1976);
- Isolierung des Sicherheitsbehälters (eine für den „harten Kern“ durch eine Durchführung verstärkte Komponente);
- Passive autokatalytische Rekombinatoren (Änderung bereits umgesetzt);
- Notstromversorgung einer Lüftungs- und Luftfilterkette des Kontrollraums durch das DUS über die Stromverteilung des „Noyau Dur“;
- Verbesserung der Zuverlässigkeit der Steuerung der Druckhalterventile (PNXX1721);
- Austausch der SEBIM-Ventilkörper (PNPP1595);
- Elektrische Notstromversorgung der Steuerung der Druckhalterventile durch das DUS;

- Verstärkung der Sichtfenster der Schleuse BR (PNPP1631);
- Erkennung möglicher interner Leckagen am EAS-ND-Wärmetauscher zur Überwachung der Kontaminationsfreiheit der Kaltquelle (Messung auf Basis eines von der FARN eingesetzten mobilen Geräts);
- Einrichtung einer Corium-Ausbreitungsdetektion im RIC-Raum (Reaktorkerninstrumentierung) und elektrische Notstromversorgung durch das DUS (Diesel-Notstromaggregat) für das Thermoelement zur Corium-Ausbreitungsdetektion im RIC-Raum (PNPE1387);
- EAS ND – Mobile Kaltquelle – Einbau von Verankerungspfosten für die Pumpenaggregate der Kaltquelle „Noyau Dur“ (PNPP1972 und PNRL1844);
- Einrichtung einer Messstelle im Sumpf des Reaktorgebäudes (PNPE1386);
- Einbau von Natriumtetraborat-Körben in die Sumpfbecken des Reaktorgebäudes (PNPE1410). Diese

Maßnahmen sind in Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 4: Unfälle mit Kernschmelze beschrieben.

Blockspezifischer Teil 3 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Blayais weist im Hinblick auf den „Palier“-Zustand keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderungen werden in Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 4: Unfälle mit Kernschmelze behandelt. EAS-ND.

7.3 UNTERSTÜTZENDE FUNKTIONEN

7.3.1 -Notstromdiesel (DUS)

Allgemeiner Teil „Palier“

Das Notdieselaggregat gehört zu den neuen SSC des „Noyau Dur“. Seine Aufgabe besteht darin, die Funktionen, die eine Stromversorgung benötigen, mit Strom zu versorgen. Der DUS ist in einem neuen Betongebäude (HDU) untergebracht. Die gesamte Anlage ist robust gegen Erdbeben im „Noyau Dur“ (SND) ausgelegt und vor den Gefahren des „Noyau Dur“ (Tornado, Überschwemmung, Blitzschlag) geschützt. Seine Nennleistung beträgt 3050 kWe netto, und EDF installiert in jedem seiner in Betrieb befindlichen Reaktoren einen solchen Generator.

Die DUS-Anlage umfasst die gesamte Ausrüstung zur Stromerzeugung und -verteilung des Gebäudes, in dem sie untergebracht ist:

- Diesel-Stromaggregat mit Hilfsaggregaten,
- Hoch- und Niederspannungs-Stromverteilung, Stromquellen und Notstrombatterien für die Steuerung und Überwachung des Stromaggregats und seiner Hilfsaggregate,
- Steuerung und Überwachung der Anlage sowie Kommunikation mit dem Reaktorblock.

Eine elektrische Verbindung zu einer gemeinsamen Blockschalttafel ermöglicht dessen permanente Klimatisierung. Das DUS startet automatisch bei Ausfall seiner permanenten Stromversorgung, um durch Eigenversorgung seine eigene Klimatisierung sicherzustellen und so seine Verfügbarkeit aufrechtzuerhalten. Es verfügt außerdem über ein Belüftungs- und Klimatisierungssystem für die Räumlichkeiten des Gebäudes.

Es sind zudem Anschlussvorrichtungen vorgesehen, um den Anschluss mobiler Einrichtungen zu ermöglichen:

- eine spezielle, vor Witterungseinflüssen geschützte Entladeleitung für die Brennstoffnachfüllung,

- einen elektrischen Anschlusskasten für die Verteilung einer 6,6-kV-Stromversorgung,
- eine Anschlussvorrichtung an den Startluftkreislauf des Stromaggregats, um dieses bei Bedarf durch einen mobilen Kompressor unterstützen zu können.

Die Brennstoffautonomie des DUS beträgt bei Volllast 3 Tage. Er ist für einen wartungsfreien Betrieb von mindestens 15 Tagen ausgelegt.

Diese Anordnung ermöglicht es an jedem der Reaktoren eines Standorts, im Falle eines Ausfalls aller externen und internen Stromquellen die Stromversorgung aller Anlagen des „Noyau Dur“ im Falle einer *„Noyau* Dur“-Situation sicherzustellen.

Die Einrichtung dieses DUS steht im Zusammenhang mit der Änderung PNPP1666.

Blockspezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block 3 des Kernkraftwerks Blayais weist hinsichtlich des „Palier“-Zustands keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPP1666 „Notfall-Dieselaggregat“ wurde im Block 3 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

7.3.2 Elektrische Verteilung Kern Fest

Generischer Teil „Palier“

Die von EDF gewählte Auslegung der elektrischen Verteilung des „Noyau Dur“ für die Ausrüstung des „Noyau Dur“ (PNPE1068) erfüllt sowohl:

- dem in den technischen Vorschriften der ASN festgelegten Grundsatz,
- den betrieblichen Anforderungen, insbesondere hinsichtlich der Begrenzung der SOH-Auswirkungen, ohne die Zuverlässigkeit der bestehenden Stromverteilung zu beeinträchtigen.

Die mit dem DUS verbundene elektrische Architektur stellt eine der unterstützenden Funktionen für die SSC des „Noyau Dur“ dar und erfüllt in dieser Hinsicht die Sicherheitsziele des „Noyau Dur“. In diesem Zusammenhang besteht die von der elektrischen Architektur gewährleistete Sicherheitsfunktion darin, die vom DUS oder durch die von der „Force d’Action Rapide Nucléaire“ (FARN) eingesetzten Nachversorgungsmittel gelieferte Energie über eine robuste elektrische Architektur an alle SSC des „Noyau Dur“, einschließlich insbesondere der Leittechnik des „Noyau Dur“ (CC ND), weiterzuleiten und zu verteilen.

Die Stromverteilung des Kernbereichs versorgt alle Stellantriebe des Kernbereichs:

- die neuen Geräte (z. B. die EAS-ND-Pumpe des Kernbereichs),
- die bestehenden Anlagen, die zum Kern gehören.

Blockspezifischer Teil von Block 3 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais weist keine Besonderheiten hinsichtlich des „Palier“-Zustands auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPE1068 Band A „Stromverteilung im Kernbereich“ wurde im Block 3 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPE1068 Band C „Austausch des Schaltschranks LLJ001CR“ wird am Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration spätestens in Phase B „Ergänzungen“ der Änderungen des 4 RP 900 vorgesehen ist.

7.3.3 Belüftung der Räume mit elektrischen en

Allgemeiner Teil – Lager

Die Belüftung der Elektroräume ist erforderlich, um eine für den Betrieb der elektrischen Anlagen des „Noyau Dur“ in den bestehenden Räumen akzeptable Temperatur zu gewährleisten. Die Sicherheitsstellung „Umluftbetrieb“ der Frischluftventile wird genutzt, ebenso wie ein Eingriff des Bedienpersonals vor Ort, um diese bei hohen Außentemperaturen auf reinen Frischluftbetrieb umzustellen.

Da die vorhandenen Batterien im Rahmen des „Noyau Dur“ genutzt werden, ist eine Belüftung der Batterieräume (DVE-System auf der Ebene CPY) erforderlich, um eine Wasserstoffansammlung nach ihrer Wiederbefüllung durch das DUS zu verhindern. Die Absaugung über Kanal B ist ausreichend, um diese Funktion zu gewährleisten, ebenso wie das Offenhalten der Brandschutzklappen am Auslass von Kanal B.

Im Rahmen der Studien *„Grands* Chauds“ und der mit dem „Noyau Dur“ verbundenen thermischen Studien werden derzeit Änderungen vorgenommen, um die Effizienz der Klimatisierung der Elektroräume zu verbessern. Um beispielsweise die Abführung der von den elektrischen Anlagen (insbesondere den Niederspannungstransformatoren) abgegebenen Wärme zu verbessern, werden über den Transformatorräumen Abzugshauben installiert, die an das DVL-Netz angeschlossen sind (PNPE1070).

Darüber hinaus werden spezielle Maßnahmen zur Wärmeabfuhr geprüft, um bei Bedarf mittel- und langfristig zufriedenstellende Temperaturbedingungen in bestimmten Räumen des Elektroraums, darunter der Überlebensinsel, in „Noyau Dur“-Situationen mit einem lang anhaltenden Ausfall der normalen Kühlung (Ausfall der Kältequelle) zu gewährleisten (PNPE1459).

Die DVE-Belüftung der Batterieräume wird für das SND-Erdbeben verstärkt (PNPE1118).

Die Überlebensinsel ermöglicht die Lagerung und das Aufladen von Krisenmanagementausrüstung, die in einer „Noyau Dur“-Situation nützlich sein kann. Um die Möglichkeit des elektrischen Aufladens bestimmter Krisenausrüstung zu gewährleisten, werden in der Überlebensinsel spezielle 220-V-Steckdosen installiert, die durch das DUS mit Notstrom versorgt werden (PNPE1412).

Spezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands

des Blocks Die Änderungen:

- PNPE1070 „Verbesserung der Konditionierung des DVL MT-BT“,
- PNPE1118 „Erdbebensicherung des DVE-Systems in den „Batterieräumen“,

wurden am Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPE1412 „Einbau von 220-V-Steckdosen im Überlebensbereich, die über das DUS mit Notstrom versorgt werden“ wird am Block 3 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4. RP 900 umgesetzt.

Die Änderung PNPE1459 „Verbesserung der Langzeitkühlung bestimmter Räume des Elektroraums, darunter der Notfallinsel, im Falle eines Ausfalls der Kältequelle“ wird im Rahmen der Phase B „Ergänzungen“ der Änderungen des 4. RP 900 im Block 3 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt.

7.3.4 Leittechnik Kern Dauer

Generischer Teil „Lager“

Die von EDF gewählte Auslegung der Leittechnik für den Betrieb der Anlagen des Kernbereichs (PNPP1688 und PNPE1073) erfüllt sowohl:

- dem in den technischen Vorschriften der ASN festgelegten Grundsatz,
- den betrieblichen Anforderungen, insbesondere hinsichtlich der Begrenzung der SOH-Auswirkungen, ohne die Zuverlässigkeit der bestehenden Steuerungs- und Leittechnik in Frage zu stellen.

Die Maßnahmen, die zur Leittechnik der Anlagen des „Noyau Dur“ beitragen, erfüllen die Anforderungen an die Robustheit gegenüber „Noyau Dur“-Situationen und deren Auswirkungen, sofern diese relevant sind.

Die für die Anlagen des „Noyau Dur“ erforderliche Steuerungs- und Kontrolltechnik besteht aus zwei Teilsystemen:

- einem Teil, der auf der bestehenden Steuerungs- und Leittechnik aufbaut,
- einem Teil, der aus einer neuen Leittechnik besteht, die den Anforderungen des „Noyau Dur“ entspricht und mit der neu installierten Hardware verbunden ist.

Im Falle eines Ausfalls der Stromversorgung der Schaltanlagen (Quellschaltanlagen des Blocks) erfolgt die Stromversorgung der Steuerung und Regelung des „Noyau Dur“ (CC ND) über Spannungen aus den Schaltanlagen der elektrischen „Noyau Dur“-Architektur, die mit dem DUS verbunden sind.

Blockspezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais weist im Hinblick auf den Stillstandszustand keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands

des Blocks Die Änderungen:

- PNPE1073 „Einführung eines Hard-Core-Leitsystems für die bestehenden Anlagen“,
- PNPP1688 Band C „Einführung eines Hard-Core-Leitsystems für neue Anlagen“,

wurden am Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPP1688 Band D „Hard-Core-Leitsystem – Neue Phase B“ wird am Block 3 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration spätestens in Phase B „Ergänzungen“ der Änderungen des 4. RP 900 vorgesehen ist.

7.3.5 Kernwasserquelle „ “ (Hartkern)

Generischer Teil „Lager“

Die Wasserquelle für den Hartkern ermöglicht die Wasserversorgung des ASG-Behälters der Sekundärkühlung des Hartkerns sowie die Nachspeisung der Brennstoffbecken. Diese Wasserquelle für den Hartkern ist robust gegen die auf den Hartkern einwirkenden aggressiven Stoffe ausgelegt (siehe § 7.6).

Der Aufbau der Wasserquelle für den Hartkern (PNPP1714/PNPE1289 und PNPE1258) fügt sich in den Gesamtaufbau des Hartkern-Nachspeisungssystems ein, das Folgendes umfasst:

- eine Wasserquelle aus einer Grundwasserentnahme oder einem Speicher, die je nach Standort bei Bedarf mit einer Pumpanlage ausgestattet ist,
- eine in den Kernkraftwerksblock integrierte Abschnittsschaltanlage, in der die Ventile zusammengefasst sind, die zur Versorgung der verschiedenen Verbraucher betätigt werden müssen,
- eine Versorgung sowie eine Filteranlage (falls erforderlich),
- eine Stromversorgung des Pumpsystems, die durch das DUS abgesichert ist (je nach Standort erforderlich).
- robuste unterirdische Leitungsnetze für die Wasser- und Stromversorgung der Pumpanlagen (falls erforderlich).

Die Wasserquelle für die „Noyau Dur“-Nachspeisung muss die Versorgung des ASG-Behälters sowie des Brennstoffbeckens mit Rohwasser gemäß den folgenden Anforderungen gewährleisten:

- vorgesehene Einsatzdauer: 15 Tage ohne wartungsbedingte Unterbrechungen,
- Autonomie vor Ort: 3 Tage ohne Einsatz der FARN,
- Wasserqualität: Rohwasser (ggf. gefiltert), das mit den Betriebsparametern der MPS ASG kompatibel ist und über einen Zeitraum von 15 Betriebstagen aufbereitet wurde.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPE1258 außerhalb von Band J „Einrichtung des ASG-ND-Systems und einer festen Nachspeiseleitung für das BK-Becken durch SEG“ wird im Block 3 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration spätestens in Phase B des 4. RP 900 vorgesehen ist.

Die Änderung PNPP1714 „Wasserquelle für die Nachspeisung des harten Kerns“ wird im Block 3 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration spätestens im Februar 2026 vorgesehen ist. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung im Hinblick auf ihre Berücksichtigung in den Kumulierungsstudien des MDTE werden spätestens bei VD4 + 2 Jahre berücksichtigt.

7.4 DIE NUKLEARE SCHNELLEEINSATZTRUPPE (FARN)

Die Nukleare Schnellreaktionskraft (FARN) ist dafür zuständig, Material und Personal bereitzustellen, um die Teams eines Kernkraftwerks bei der Bewältigung einer Krise mit der Gefahr einer Freisetzung in die Umwelt zu unterstützen.

Über die Mobilisierung der FARN entscheidet der Nationale Krisendirektor (PCD-N) im Rahmen der Auslösung eines internen Notfallplans (PUI). Die FARN wird unter dem Dach der Nationalen Krisenorganisation der EDF eingesetzt. Der Einsatzleiter vor Ort (FARN-D) leitet den Einsatz der

FARN in Abstimmung mit dem lokalen Krisenstab (Entscheidungsleitstelle) und unter der Leitung des Kraftwerksleiters, der die Verantwortung als Kernkraftwerksbetreiber trägt.

Diese nationale Verstärkung der EDF erfolgt in Form von vier FARN-Konvois, die von den Kraftwerken Bugey, Civaux, Dampierre und Paluel aus starten. Ergänzt wird dieser Einsatz durch ein Aufklärungsteam, das vom FARN-Stab im Großraum Paris entsandt wird. Spezielle Einsatzmittel können zudem von einem nationalen Lagerstandort im Departement Oise herangeschafft werden.

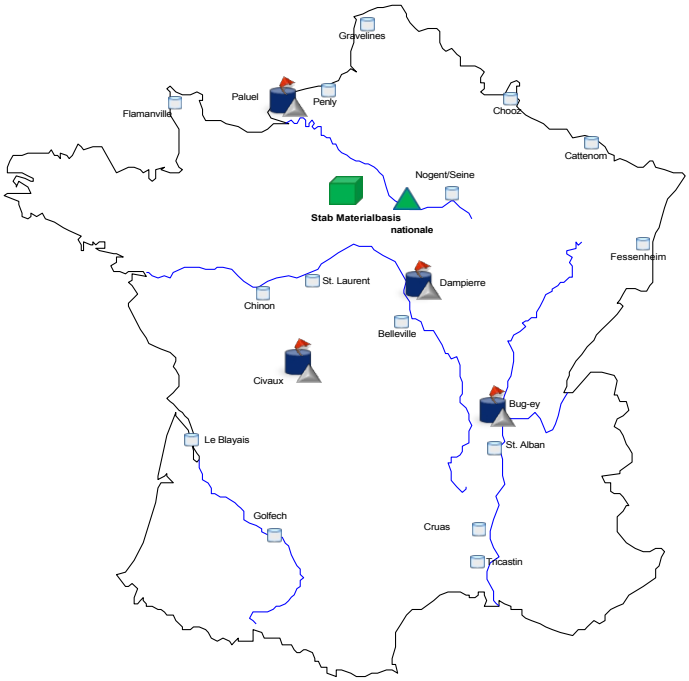
Ab dem Zeitpunkt ihrer Alarmierung erreichen die FARN-Teams den Standort in weniger als 12 Stunden, und die Verstärkungsressourcen werden spätestens 24 Stunden nach ihrer Alarmierung in Betrieb genommen.

Die FARN ist so ausgelegt, dass sie gleichzeitig Unterstützungsaufgaben für sechs Reaktoren übernehmen kann. Ein Teil der FARN-Teams ist zudem in der Lage, das Schichtteam zu unterstützen und es in einer stabilisierten Situation abzulösen, bis die „Palier"-Solidarität eintritt (Verstärkung durch Betriebspersonal eines anderen Kraftwerks derselben Baureihe). Die FARN kann zudem Umweltüberwachungssender mit Satellitenübertragung einsetzen.

Die Unterstützungsaufgaben für den „Noyau Dur" umfassen:

- die Versorgung mit Kraftstoff und Öl für die Notstromdiesel (DUS) und den Stromgenerator des lokalen Krisenzentrums (CCL) ab dem dritten Tag,
- die Wasserauffüllung der Wasserreserve des „Noyau Dur" (PNPP1714/PNPE1289 und PNPE1258, vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7 – § 7.2.2.2):
    - ab dem dritten Tag, wenn es sich um einen neuen Speicher handelt oder wenn die „Noyau Dur"-Ergänzung ganz oder teilweise ersetzt wird (PNPP1714/PNPE1289 und PNPE1258, vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7 – § 7.2.2.2),
    - frühestens 3 Tage nach Beginn des Übergangs, wenn die Wasserquelle für die „Noyau Dur"-Nachspeisung aus einem Grundwasserbrunnen besteht,
- die Druckluftzufuhr für den SAR-Kreislauf vor Ablauf von 36 Stunden,
- die Anlieferung und Inbetriebnahme der „Source Froide Noyau Dur" (SF-ND) zur Kühlung der EAS-ND- oder PTR-bis-Anlagen,
- die Anreise der lokalen Teams zum Kraftwerk im Isolationszustand,
- die Unterstützung der Teams vor Ort bei der Einrichtung und Überwachung der MLC (lokale Krisenmaßnahmen).

Die FARN-Ressourcen verteilen sich auf vier regionale Stützpunkte (Bugey, Civaux, Dampierre, Paluel), ein nationales Materiallager (in St. Leu d'Esserent im Departement Oise) und einen Stab im Großraum Paris.



Aufteilung der FARN

Ein regionaler FARN-Dienst umfasst etwa 70 Einsatzkräfte, darunter 14 Einsatzkräfte, die jede Woche Bereitschaftsdienst leisten. Jeder regionale Dienst verfügt über die gleiche Ausrüstung.

Die FARN ist so ausgelegt, dass sie in den ersten 72 Stunden völlig autonom agieren kann.

In ihrem Einsatzplan sieht die FARN eine Bündelung der Ressourcen an einem Stützpunkt (der bereits in den ersten Stunden der Krise festgelegt wird) vor, der sich in einem Umkreis von 20 bis 30 km um das Kraftwerk befindet.

Die Zuverlässigkeit der operativen Reaktion der FARN beruht auf vier Säulen:

- einsatztaugliche, robuste und benutzerfreundliche Geräte,
- Fähigkeiten, die für Einsätze unter schwierigen Bedingungen geeignet sind,
- robuste Methoden, die eine Anpassung an die jeweiligen Situationen ermöglichen,
- regelmäßige Schulungen zur Beherrschung der Methoden und Werkzeuge.

Die Einsatzmethoden der FARN legen den Schwerpunkt auf die Anpassungsfähigkeit der Teams an verschiedene Einsatzszenarien: Zerstörung der Infrastruktur und Isolierung des Standorts, teilweise oder vollständige Nichtverfügbarkeit lokaler Teams, radiologische und chemische Risiken.

Um diesen Anforderungen gerecht zu werden, wird bei der Auswahl der mobilen Ausrüstung Wert auf robuste und langlebige Geräte gelegt, wobei die gesamte damit verbundene Logistik (Transport, Nachschub) berücksichtigt wird. Die Ausrüstung muss so standardisiert wie möglich, leicht austauschbar und einfach einzusetzen sein. Sie muss für den Transport auf der Straße, auf dem Luftweg und per Binnenschiff geeignet sein. Auch die Interoperabilität mit anderen Akteuren im Kriseneinsatz wird angestrebt (Feuerwehr, Zivilschutz, Militär).

Die Mehrheit der FARN-Teammitglieder übt in ihrem Stammkraftwerk zusätzlich einen anderen Beruf aus (Anlagenführung, Instandhaltung, Logistik, Strahlenschutz …). Nach einer sechswöchigen Grundausbildung widmen sie ihrer Tätigkeit bei der FARN 20 Wochen pro Jahr. Diese Tätigkeit umfasst die Aufrechterhaltung der Betriebsbereitschaft der Ausrüstung, regelmäßiges Training sowie mehrere umfassende Situationsübungen pro Jahr.

Die so definierte und aufgebaute FARN-Organisation ist bei EDF seit Ende 2015 voll einsatzfähig.

7.5 LOKALES KRISENZENTRUM

Allgemeiner Teil „Ebene“

Das Ziel des Lokalen Krisenzentrums (CCL) besteht darin, dem Betreiber des Kernkraftwerks die langfristige Bewältigung einer schweren Krise (insbesondere eines Krisenmanagements, das mehrere Reaktoren betrifft) zu ermöglichen. Es gewährleistet im Krisenfall eine angemessene Erreichbarkeit, Autonomie und Bewohnbarkeit und ist so ausgelegt, dass es den für den „harten Kern“ festgelegten externen Einwirkungen standhält.

Das CCL schützt seine Nutzer vor radioaktiver Strahlung von außen und innen (Kontamination). Zu diesem Zweck verfügt das CCL über einen baulichen passiven Schutz, der auf der Grundlage der maximalen Strahlungswerte außerhalb des Standorts ausgelegt ist, sowie über eine Filteranlage, die den Gehalt an Kontaminations- und Strahlungsquellen im Falle einer Freisetzung infolge eines Totalschmelzunfalls in einem Reaktorblock des Standorts reduziert. Das CCL verfügt über einen Dekontaminationsbereich. Die Modalitäten für die Behandlung von Abwässern und Abfällen (kontaminiert oder nicht) ermöglichen eine Anpassung an die äußere Situation, insbesondere um die dosimetrischen Bedingungen im Inneren nicht zu verschlechtern, falls die äußere Umgebung besonders stark kontaminiert sein sollte.

Das CCL ist zudem so ausgelegt, dass es seine Bewohner vor chemischen Gefahren schützt.

Das CCL verfügt über eine zentrale Überwachung aller für das Krisenmanagement erforderlichen Informationen aus allen Blöcken des Standorts. Die Weiterleitung der Informationen aus den Blöcken erfolgt automatisch. Organisatorische Vorkehrungen ermöglichen die Weiterleitung der für das Krisenmanagement relevanten Daten, falls die Informationsübermittlung nicht mehr gewährleistet sein sollte (insbesondere durch diversifizierte drahtgebundene oder satellitengestützte Telekommunikationsmittel oder sogar durch autonome Telekommunikationsmittel wie Satellitentelefone).

Das CCL verfügt über eine autonome Stromversorgung, die durch ein Notstromaggregat (GES) und Batterien gewährleistet wird. Ohne jeglichen Eingriff vor Ort beträgt die Autonomie des Aggregats bei Volllast 72 Stunden (Kraftstoff, Schmiermittel). Darüber hinaus erfolgt die Nachfüllung bei Bedarf durch die FARN.

Konstruktionsbedingt ist die Einsatzdauer des NNS ohne Wartungsarbeiten, die eine Abschaltung des Aggregats erfordern, auf 15 Tage festgelegt. Das CCL verfügt über einen Anschluss („Plug“), über den die FARN die für die Stromversorgung des CCL erforderlichen Geräte von außen anschließen kann.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Das Risiko durch das Vorhandensein einer Fluorwasserstoffwolke aufgrund der industriellen Umgebung wird wie folgt berücksichtigt:

- Kein Ein- und Ausgang von Personal aus dem CCL, solange die Wolke besteht (gemäß dem PUI für toxische Stoffe);
- Umschaltung in den „Containment“-Modus (statische Abschottung des Gebäudes ohne Luftaustausch) für die Dauer des Vorfalls (in der Größenordnung von einer Stunde), wobei die Aktivierung dieses „*Containment*“-Modus durch einen Befehl erfolgt, der vom Alarmempfänger (entweder vom Hauptzugangsposten oder von der zentralen Schutzzentrale) ausgelöst wird.

Bilanz zum Zustand des Blocks

Die Bauarbeiten am CCL von Blayais sind Gegenstand folgender Änderungen:

- PNPP1770 „Lokales Krisenzentrum Blayais“,
- PNPP1683 „Weiterleitung von Blockinformationen an das lokale Krisenzentrum“.

Sie werden im Rahmen einer spezifischen Planung am Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt, wobei die Integration spätestens bis Ende 2026 vorgesehen ist.

7.6 AUSLEGUNG DES HARTE KERNES GEGENÜBER EINWIRKUNGEN UND IHREN FOLGEN

Der Kernbereich muss für extreme Einwirkungen ausgelegt sein (d. h. deren Schweregrad den im Sicherheitsreferenzrahmen der Anlagen berücksichtigten deutlich übersteigt), die als Einwirkungen auf den Kernbereich bezeichnet werden. In den folgenden Abschnitten werden die bei der Auslegung berücksichtigten Einwirkungen sowie deren Merkmale und die entsprechenden Schutzmaßnahmen aufgeführt.

Die berücksichtigten extremen natürlichen äußeren Einwirkungen sind Erdbeben, Überschwemmungen und Tornados.

7.6.1 Erdbeben des „ -Kerns“

Allgemeiner Teil – Lagerung

❖ **Das Risiko**

Das für den „Noyau Dur“ zu berücksichtigende extreme Erdbebenmaß wird durch die technischen Vorschriften ECS-ND7 der Entscheidungen Nr. 2014-DC-0395, 0398, 0401, 0402, 0406, 0398, 0401, 0402, 0406, 0411 und 0412 der französischen Atomaufsichtsbehörde vom 21. Januar 2014, die jeweils für die Standorte Blayais, Chinon, Cruas, Dampierre, Gravelines, St. Laurent und Tricastin gelten:

„Die bei den Sicherheitskriterien (SSC) des Kernbereichs zu berücksichtigende Erdbebengefährdung, die durch ein Antwortspektrum definiert ist, muss:

- *die Hüllkurve des standortspezifischen Sicherheits-Erdbebens (SMS) bilden, erhöht um 50 %,*
- *die Hüllkurve der probabilistisch definierten Standortspektren mit einer Wiederkehrperiode von 20.000 Jahren bilden,*
- *bei seiner Definition die besonderen Standortbedingungen und insbesondere die Bodenbeschaffenheit berücksichtigen.“*

Die so definierten Spektren werden als „SND“ (Kernbereichs-Erdbeben) bezeichnet. Diese seismischen Spektren sollen erhebliche Sicherheitsmargen gegenüber dem standortbezogenen Sicherheits-Erdbeben (SMS) bieten.

❖ **Nachweisverfahren und durchgeführte Verstärkungsmaßnahmen**

Wenn das SND das Bemessungsbeben überschreitet, werden die bestehenden SSC anhand von Leitfäden zur Erdbebensicherheit entsprechend den Materialgruppen auf ihre Robustheit gegenüber dem „Séisme Noyau Dur“ (SND) des betreffenden Standorts überprüft und bei Bedarf verstärkt.

Die Ermittlung der SSC, die Verstärkungen erfordern, um die Robustheit gegenüber dem von EDF in Anwendung der Vorschrift [ECS-ND7] definierten Erdbebenrisikoniveaus zu gewährleisten, entspricht der technischen Vorschrift [AGR-F-I], die von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassen wurde.

Sollten Verstärkungen bestehender sicherheitsrelevanter Komponenten erforderlich sein, werden die Änderungen im Rahmen der Vorschrift [AGR-F-II] integriert. Diese Änderungen sind im Abschnitt *„Besonderheiten des Blocks“* aufgeführt.

Für die Reaktoren in Blayais, Bugey, Chinon, Cruas und Tricastin hat EDF als Reaktion auf die Vorschrift [AGR-F-III] ergänzende Studien durchgeführt und eine Liste der zu verstärkenden SSC erstellt, um höheren seismischen Gefahrenstufen als dem SND gerecht zu werden und dabei die Unsicherheiten bei der Bestimmung des Extremereignisses sowie mögliche standortspezifische Auswirkungen zu berücksichtigen. Die Liste der durchzuführenden Verstärkungsmaßnahmen wurde zusammen mit dem entsprechenden Zeitplan übermittelt.

Für die neuen SSC des „Noyau Dur“, die Gegenstand spezieller Verfahren sind, wird ein gegenüber dem *„SND“*-Spektrum erhöhter Wert zugrunde gelegt.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Das Erdbebenniveau für Blayais wurde gemäß der technischen Vorschrift ECS-ND7 der Entscheidung Nr. 2014-DC-00395 festgelegt. Daher werden Robustheitsstudien durchgeführt, um die Beständigkeit der SSC des Kernbereichs gegenüber einem SND-Erdbeben nachzuweisen.

Nach Abschluss der Studien zur seismischen Robustheit auf SND-Niveau führt EDF folgende Verstärkungsmaßnahmen am Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais durch:

- Erdbebensicherheit (SND) und Tornadosicherheit der Belüftungssysteme des Kernbereichs (PNPE1358),
- SND-Robustheit der Rohrleitungen (PNPE1332),
- SND-Beständigkeit der elektrischen Ausrüstung und der Steuerungs- und Kontrollsysteme (PNPE1357),
- SND-Robustheit der Messtechnik (PNPE1478),
- SND-Beständigkeit der Kabelkanäle (PNPE1285),
- Verstärkung des Hauptprimärkreislaufs und des Hauptsekundärkreislaufs im SND-Betrieb (PNPE1333),
- Robustheit gegenüber SND mehrerer Messketten, die für den Betrieb im Hard-Core-Zustand erforderlich oder nützlich sind, mit Weiterleitung in den Kontrollraum, wie z. B. die Messungen der Beckenfüllstände (PNPE1128, PNPP1824, PNPP1907), Messungen zur Wirksamkeit der Hochdruckborierung (PNPE1298), eine spezifische Füllstandsmessung in den BR-Sammelbecken (PNPE1386), Messungen, die einen Ausfall der Sicherheitskaltquelle anzeigen (PNPE1305), sowie Messungen, die die Erkennung eines signifikanten Erdbebens und die automatische Abschaltung des Reaktors bei einem signifikanten Erdbeben ermöglichen (PNPE1115),
- RRB-Trassierung und Austausch der Füllstandsmessungen der PTR-Abdeckung (PNPE1336),
- Verbesserung der elektrischen Isolierung zwischen der Polaritätseinheit und den TOR-Eingängen des KIT (PNPP1925),
- Aufrechterhaltung der geschlossenen Position der Rücklaufleitung an der Dichtung Nr. 1 GMPP im Hard-Core- und H3-Zustand (PNRS1021).

Zustandsbilanz des Blocks

Änderungen:

- PNPE1333 „Erdbebensicherung des Hauptprimärkreislaufs, des Hauptsekundärkreislaufs und der DRR-Halterung im Hard-Core-Betrieb“,
- PNPP1907 außerhalb von Band N „Einrichtung eines diversifizierten mobilen Kühlsystems PTRbis“,
- PNPP1907 Band N „Beseitigung des Problems der Blasenbildung im BK-Becken“,
- PNPP1925 „Verbesserung der elektrischen Isolierung zwischen der Polaritätseinheit und den digitalen Eingängen des KIT (zentrale Informationsverarbeitung)“,

wurden im Block 3 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderungen:

- PNPE1115 „Automatischer Reaktorabschaltbefehl bei Erdbeben und Meldung eines signifikanten Erdbebens, robust gegenüber einem Kernerdbeben“,
- PNPE1128 „„Alles-oder-Nichts‘-Füllstandsmessungen im Reaktorbecken“,
- PNPE1285 „Erdbebensicherheit der Kabeltrassen bei einem ND-Erdbeben“,

- PNPE1298 „Robustheit gegenüber einem Hard-Core-Erdbeben der Informationen zur Wirksamkeit der Hochdruckborierung“,
- PNPE1305 „Einführung einer gegen Erdbeben im Kernbereich robusten Erkennung einer H1-Situation“,
- PNPE1332 „Erdbebensicherheit der Rohrleitungen im ND-Bereich“,
- PNPE1336 „RRB-Trassierung und Austausch der Füllstandsmessungen der PTR-Abdeckung“,
- PNPE1357 „Erdbebensicherheit (ND) der elektrischen Ausrüstung und der Steuerungs- und Kontrollsysteme“,
- PNPE1358 „Erdbebensicherheit (SND) und Tornadosicherheit der Belüftungssysteme des Kernbereichs“,
- PNPE1478 „SND-Beständigkeit der Messtechnik“,
- PNPP1824 „Hinzufügung einer analogen Füllstandsmesskette für das BK-Brennstoffbecken“,

werden im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4. RP 900 im Block 3 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt.

Die Änderungen:

- PNPE1386 „Einbau einer Messvorrichtung für den Sumpf im Reaktorgebäude“,
- PNPE1600 „Anschluss der BR-Hochfluss-Gamma-Kette an eine ND-Stromversorgung“,
- PNRS1021 „Aufrechterhaltung der geschlossenen Position der Rücklaufleitung an der Dichtung Nr. 1 GMPP im Hard-Core- und H3-Zustand“,

werden im Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen der Phase B „Ergänzungen“ der Änderungen des 4. RP 900 umgesetzt.

7.6.2 Externe Überflutung des Kerns -Hartkern

Generischer Teil Lager

❖ **Das Risiko**

Es werden zwei Phänomene externer Überflutung berücksichtigt:

- externe Überschwemmungen im Zusammenhang mit dem Anstieg des Wasserstands der Kaltwasserquelle,
- Überschwemmungen durch direktes Überlaufen auf die Plattform infolge starker Regenfälle oder infolge des Versagens von Wasserbauwerken auf der Plattform (im Rahmen der durch das Erdbeben ausgelösten Auswirkungen).

<u>Externe Überschwemmungen im Zusammenhang mit dem Anstieg des Wasserstands der Kaltquelle</u>

Bei externen Überschwemmungen im Zusammenhang mit dem Anstieg des Wasserstands der Kaltquelle werden für die Dimensionierung der Schutzmaßnahmen der SSC des Kernbereichs folgende Situationen berücksichtigt:

- Hochwasser, dessen Abfluss um 30 % über dem des erhöhten Jahrtausendhochwassers liegt,
- extremer Meeresspiegel für Standorte an der Küste, der sich aus einer pauschalen Erhöhung des gemäß dem ASN-Leitfaden Nr. 13 ermittelten Referenzpegels ergibt, unter Berücksichtigung der Auswirkungen eines hundertjährigen Seegangs, der auf den so erhaltenen statischen Pegel übertragen wird,
- Auswirkungen eines Erdbebens der Stufe SND auf die an den Standort angrenzenden Kanaldämme (Sonderfall des Kernkraftwerks Tricastin),
- mehrfache Dammbrüche stromaufwärts des Standorts infolge eines Erdbebens für die betroffenen Flussstandorte.

Überschwemmungen durch direktes Überlaufen auf die Plattform

Bei Überschwemmungen durch direktes Überlaufen auf die Plattform werden für die Dimensionierung der Schutzmaßnahmen der SSC des „Noyau Dur“ folgende Situationen berücksichtigt:

- Starkregenereignisse (PFI), deren Intensität doppelt so hoch ist wie die im Referenzsystem berücksichtigten PFI mit einer Wiederkehrperiode von 100 Jahren,
- Starkregenereignisse in Verbindung mit einer vollständigen Verstopfung der Gullys des Regenwasserableitungsnetzes,
- durch ein Erdbeben ausgelöste Überschwemmung, die über die Vorgaben des Referenzrahmens hinausgeht und zum Einsturz von Wasserbauwerken auf dem Gelände führt.

❖ **Naturereignisse im Zusammenhang mit der Überschwemmung**

Extremer Wind

Die Winde, die mit externen Überschwemmungssituationen des „Noyau Dur“ durch einen Anstieg des Wasserstands der Kaltwasserquelle (ohne Flusshochwasser) oder durch direktes Überlaufen auf die Plattform einhergehen, gelten im stationären Zustand als laminar. Sie sind regionaler Natur und dauern einige Stunden an, wobei die Windgeschwindigkeiten in der Spitze einen Wert von 200 km/h erreichen können.

In der Praxis kann sich die Überprüfung der Sicherheitsanforderungen des „Noyau Dur“ hinsichtlich extremer Winde durch Entkopplung auf die für das Tornado-Risiko durchgeführte Überprüfung stützen.

Blitzschlag

Für alle Standorte werden die Funktionen des Kernbereichs unter Berücksichtigung eines extremen Blitzrisikos mit folgenden Merkmalen überprüft:

Diese Werte beinhalten erhebliche Sicherheitsmargen im Vergleich zu den aktuellen Normen.

Der gewählte Maximalstrom von 300 kA umfasst eine erhebliche Sicherheitsmarge von 50 % gegenüber dem höchsten Wert, für den die Normen NF EN 62305-3 und 62305-4 die Schutzmaßnahmen dimensionieren (200 kA).

Hagel

Für alle Standorte werden die Funktionen des „Noyau Dur“ unter Berücksichtigung eines Hagelrisikos mit den folgenden Merkmalen überprüft, und gegebenenfalls werden Änderungen vorgenommen:

- Durchmesser: 50 mm;
- Geschwindigkeit: 32 m/s;
- Dichte: in der Größenordnung von 0,9 g/cm³.

❖ **Umgesetzte Schutzmaßnahmen**

Gebäude, in denen sich SSC des Kernbereichs befinden, sind geschützt:

- vor Überschwemmung durch Überlaufen auf die Plattform durch den unteren Nahschutz,
- vor Überschwemmung durch Anstieg der Kaltwasserquelle:
  - entweder durch den hohen Nahschutz, der die Gebäude schützt,
  - entweder durch den oberen Nahschutz, der die Gebäude schützt, oder durch

Niedriger Nahschutz

Der niedrige Nahschutz (PNPP1675) besteht darin, die Öffnungen im Oberbau des Reaktorblocks und der Pumpstationen, die unterhalb der festgelegten Entkopplungsebenen liegen, durch das Abdichten der Durchführungen und das Anbringen von Schwellen und Dammbalken an den Türen zu schützen.

Da Ereignisse, die zu einem Überlaufen auf die Plattform führen, nicht vorhersehbar sind, sind Schutzvorrichtungen, die ein massives Eindringen von Wasser durch Überlaufen von der Plattform in die Gebäude mit SCC „Noyau Dur“, die Dieselräume und die Pumpstation verhindern sollen, um das Risiko eines Ausfalls der Kühlquelle und der Stromquellen („H1/H3“) zu vermeiden, daher ständig vorhanden.

Nahschutz der Stufe „Hoch“

Der hochgradige Nahschutz stützt sich infrastrukturell auf den volumetrischen Schutz (PV) außerhalb der Pumpstation und der Dieselgebäude. Er besteht zum einen darin, den Umfang des Kernkraftwerksblocks im Bereich des volumetrischen Schutzes außerhalb der Dieselräume in der Überbauung abzudichten, und zum anderen darin, die neuen Schnittstellen in der Infrastruktur zwischen dem Umfang des Kernkraftwerksblocks im Bereich des volumetrischen Schutzes außerhalb der Dieselräume und den anderen Gebäuden und Stollen des volumetrischen Schutzes durch den Einbau von Dammwänden und wasserdichten Türen abzudichten.

Die Phänomene, die zu einem Anstieg der Kaltquelle führen, sind vorhersehbar. Die Schutzvorrichtungen, die ein massives Eindringen von Wasser in den auf den „Noyau Dur“-Umfang des Kerninsels begrenzten Raum des Druckbehälters verhindern sollen, stehen in unmittelbarer Nähe der Installationsbereiche zur Verfügung und sind so konzipiert, dass sie schnell und ohne schwere Hebezeuge eingesetzt werden können.

Die Umsetzung dieser Schutzmaßnahmen wird im Abschnitt über die spezifischen Blockstudien dargestellt, da sie standortabhängig sind.

Peripherieschutz

Die Analyse des peripheren Schutzes und die sich daraus ergebenden möglichen Änderungen werden im Abschnitt über die spezifischen Blockstudien dargestellt, da sie standortabhängig sind.

Deiche an Standorten am Flussufer

Um ein Überlaufen der Kühlwasserquelle abzudecken, das durch ein Erdbeben verursacht werden könnte, das die Auslegungsgrenzen überschreitet, wurden für die Standorte *„am* Flussufer“ ergänzende Untersuchungen durchgeführt:

- um die Erdbebensicherheit der Deiche an Standorten an Kanalufern zu bestimmen, deren Höhe über dem Niveau der Plattform liegt (wie im Fall des Standorts Tricastin).
- um die Auswirkungen mehrerer Dammbrüche zu analysieren (die sich entweder im selben Tal oder in parallelen Tälern stromaufwärts des Standorts befinden).

Die Ergebnisse der Studien und die sich daraus ergebenden möglichen Änderungen werden im Abschnitt über die blockbezogenen Studien dargestellt, da sie standortabhängig sind.

Block-spezifischer Teil 3 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

- Peripherieschutz:

Für das Kernkraftwerk Blayais: der durch die Änderung PNPP1944 Band A erhöhte Perimeterschutz auf der Sumpfseite, die Erhöhung der Pumpstation gemäß PNPP1944 Band B und die Abdichtung der Wellen der Filtertrommeln gemäß PNPE1213 sowie die künftige Verstärkung der Wellenbrecherwand an der Gironde-Fronte gemäß PNPE1280 dem Ziel, die Gebäude, in denen sich die SSC Noyau Dur befinden, vor dem Überlaufen der Kaltwasserquelle zu schützen.

- Niedriger Nahschutz:

Für das Kernkraftwerk Blayais ermöglicht der volumetrische Schutz, ergänzt durch den unteren Nahschutz (PNPP1675) im Überbau, die Bewältigung der für den „Noyau Dur“ vorgesehenen Szenarien (Überlaufen auf die Plattform).

- Hoher Nahschutz:

Das Kernkraftwerk Blayais ist aufgrund der Dimensionierung des peripheren Schutzes nicht vom hohen Nahschutz betroffen.

Zusammenfassung des Zustands

des Reaktorblocks Änderungen:

- PNPP1675 „Schutzmaßnahmen gegen extreme Überschwemmungen durch direktes Überlaufen auf die Plattform“,
- PNPP1944 „Erhöhung des peripheren Hochwasserschutzes gegen externe Hochwasser im Blayais“,
- PNPE1213 „Abdichtung der Antriebswelle der Filtertrommel“,
- PNPE1280 „Erhöhung der Wellenbrecherwand“,

wurden am Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

7.6.3 Tornado-Kern „ “ (hart)

Allgemeiner Teil „Lager“

❖ **Das Risiko**

Die Bewertung der Gefährdung stützt sich auf einen Ansatz, der auf den Erfahrungen mit in Frankreich beobachteten Tornados basiert. Dieser Ansatz führt zu folgender Feststellung:

- Ein Tornado der Intensität EF3 auf der Enhanced-Fujita-Skala (EF) an den Standorten Blayais, Chinon, Saint-Laurent, Dampierre, Tricastin und Cruas;
- einen Tornado der Intensität EF4 für Standorte in Gebieten, die durch einen REX gekennzeichnet sind, in dem ein Tornado der Intensität EF5 oder mehrere Tornados der Intensität EF4 in einem Umkreis von 50 km beobachtet wurden. Der einzige betroffene Standort des Palier 900 MWe ist Gravelines.

❖ **Umgesetzte Schutzmaßnahmen**

Die Änderungen sind spezifisch für jede der zu schützenden Anlagen oder zu verstärkenden Strukturen (PTR-Planen, bestimmte für die Versorgung der ASG-Plane erforderliche Ausrüstung, bestimmte Öffnungen im Tiefbau usw.).

Die von EDF im Hinblick auf den „Noyau Dur“-Tornado vorgesehenen Schutzmaßnahmen (nicht erschöpfende Liste) umfassen Metallbleche, Gitterroste, Netze und Stahlkonstruktionen (PNPE1119). EDF führt außerdem eine Änderung durch, die die Tornado-Beständigkeit der Lüftungskanäle gewährleistet (PNPE1358), sowie eine Änderung, die verhindert, dass nicht auf dem Dach der DUS befestigte Ausrüstungsgegenstände im Falle eines Referenz-Tornados und eines „Noyau Dur“-Tornados zu aggressiven Einwirkungen auf die EIPS des DUS-Daches werden (PNPE1481).

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands

des Blocks Die Änderungen:

- PNPE1119 „Passiver Schutz des Kernkraftwerkskomplexes vor Tornados“,
- PNPE1358 „SND-Beständigkeit von Lüftungssystemen und Tornado-Beständigkeit von Lüftungskanälen“,
- PNPE1481 „Maßnahmen an nicht befestigten Elementen auf dem Dach des DUS“,

werden im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4 RP 900 am Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt.

7.6.4 Auswirkungen natürlicher Phänomene auf den Standort, die über die Auslegung hinausgehen

Allgemeiner Teil – Lagerung

Der harte Kern muss gegenüber den potenziell induzierten Auswirkungen infolge der betrachteten Einwirkungen auf den harten Kern widerstandsfähig sein: Die potenziell induzierten Auswirkungen durch den Ausfall von nicht zum harten Kern gehörenden Anlagen infolge eines der betrachteten Naturphänomene dürfen die Funktionen des harten Kerns nicht beeinträchtigen.

Die berücksichtigten Auswirkungen sind folgende Phänomene:

- Laststurz,
- Stöße von anderen Komponenten und Strukturen,
- direkte Schwingungsausbreitung von Hochdruckrohrleitungen,
- Überschwemmung,
- Explosion,
- Brand.

Der zur Überprüfung der Robustheit des „Noyau Dur“ gegenüber induzierten Auswirkungen angewandte Ansatz ist pragmatisch, stützt sich auf realistische, der Herausforderung angepasste Methoden und Annahmen und zielt darauf ab, die Analysebemühungen auf die Hauptrisiken zu konzentrieren.

Das vorrangige Ziel ist die Vermeidung von Sekundäreffekten, die die Erfüllung der Kernfunktionen gefährden könnten. Der Umfang des Ansatzes wird durch eine Reihe von grundlegenden Annahmen definiert, die als Leitlinien für die Überprüfung dienen:

- auf die Integrität von Systemen oder Komponenten außerhalb des Kernbereichs, die eine Flüssigkeit enthalten,
- auf die Stabilität von Ausrüstungen außerhalb des „Noyau Dur“, die im Falle eines Ausfalls infolge einer „Noyau Dur“-Bedrohung (Erdbeben, Überschwemmung oder Tornado) direkte Auswirkungen auf die Fähigkeit eines „Noyau Dur“-Ziels haben könnten, seine Funktion zu erfüllen.

Wird ein Risiko einer Beschädigung der SSC des Kernbereichs festgestellt, das die Erfüllung der Ziele des Kernbereichs gefährden könnte, werden Maßnahmen ergriffen, um dieses Risiko zu beseitigen (Verstärkung oder Verlagerung der Quellen induzierter Effekte oder sogar Verlagerung der gefährdeten Ausrüstung des Kernbereichs) oder den Kernbereich vor den befürchteten physikalischen Phänomenen zu schützen. Zur Begründung der Maßnahmen können insbesondere probabilistische Analysen herangezogen werden.

Nach der Analyse der potenziell durch Angriffe auf den Kernbereich induzierten Auswirkungen führt EDF eine Robustheitsverbesserung am SND der Polbrücke des Reaktorgebäudes durch (PNPP1898). EDF verstärkt zudem den Schutz bestimmter mechanischer Anlagen vor induzierten Auswirkungen (PNRL1917 und PNPE1395).

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais weist im Hinblick auf den „Palier"-Zustand keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands

des Blocks Die Änderungen:

- PNPE1395 „Änderungen zur Berücksichtigung induzierter Effekte auf mechanische Anlagen",
- PNPP1898 „Robustheit SND – BR-Polbrücken",

wurden am Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

7.7 FAZIT

Die nach dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima erfolgte Einführung eines „harten Kerns" aus materiellen und organisatorischen Maßnahmen stärkt die Robustheit der Anlagen der Baureihe CPY gegenüber Extremsituationen, die möglicherweise auf eine externe Bedrohung des „harten Kerns" zurückzuführen sind.

Die zur Dimensionierung dieser Maßnahmen herangezogenen Naturgefahrenstufen berücksichtigen die nationalen und internationalen Betriebserfahrungen, den Wissensstand sowie die Anwendung der besten verfügbaren Praktiken.

Die von EDF getroffenen dauerhaften „Noyau Dur"-Maßnahmen entsprechen den technischen Vorschriften der ASN aus dem Jahr 2014 sowie den von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschriften. Sie ermöglichen es, massive radioaktive Freisetzungen und dauerhafte Auswirkungen auf die Umwelt in den betrachteten Situationen zu verhindern oder zu begrenzen. Sie ermöglichen es dem Betreiber, die ihm im Krisenmanagement obliegenden Aufgaben zu erfüllen.

Die materiellen Bestimmungen des „Noyau Dur" sind wichtige Elemente für den Schutz der Interessen. Sie unterliegen Anforderungen hinsichtlich Auslegung, Herstellung, Installation, Überwachbarkeit im Betrieb sowie Betrieb während der gesamten Lebensdauer der Anlage.

Die „Noyau Dur"-Maßnahmen werden von EDF parallel zur vierten periodischen Überprüfung umgesetzt. Diese Maßnahmen werden im Rahmen der Neubewertung berücksichtigt (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitte 1 bis 4) und tragen somit zur Erreichung der Ziele der Überprüfung bei.

TEIL II – NACHTEILE

INHALTSVERZEICHNIS VON TEIL II

KAPITEL 1: KONFORMITÄT KAPITEL 2:

NEUBEWERTUNG

KAPITEL 1: KONFORMITÄT

1 BEURTEILUNG DER SITUATION DER ANLAGE IM HINBLICK AUF DIE FÜR SIE GELTENDEN VORSCHRIFTEN ____ 254

1.1 LAGE UND AUFBAU DER ANLAGE 254
1.1.1 Die Installation und die Beherrschung der Nachteile 254
1.1.2 Einhaltung der Vorschriften 261
1.2 ZUSAMMENFASSUNG DER IM BETRIEB GESAMMELTEN ERFAHRUNGEN 267
1.2.1 Analyse wesentlicher Ereignisse 267
1.2.2 Übereinstimmung der EIPi mit den festgelegten Anforderungen 272
1.2.3 Bewältigung von Nachteilen beim Schutz der Interessen 274
1.2.3.2 Bilanz der Abwasserableitungen 276
1.2.3.3 Bilanz der Wärmeeinleitungen 289
1.2.3.4 Abfallbilanz 291
1.2.3.5 Belästigungen 303
1.3 FAZIT 304

1 BEURTEILUNG DER SITUATION DER ANLAGE IM HINBLICK AUF DIE FÜR SIE GELTENDEN VORSCHRIFTEN

1.1 LAGE UND ORGANISATION DER ANLAGE

1.1.1 Die Anlage und die Beherrschung der Nachteile

1.1.1.1 Vorstellung der Anlage

Das Kernkraftwerk Blayais (CNPE) liegt auf halbem Weg zwischen Bordeaux und Royan auf dem Gebiet der Gemeinde Braud-et-Saint-Louis im Département Gironde (33) in der Region Nouvelle-Aquitaine (siehe Abbildung 1).

Es liegt inmitten eines 6.000 Hektar großen Sumpfgebiets und erstreckt sich über eine Fläche von 78 Hektar am rechten Ufer der Gironde.

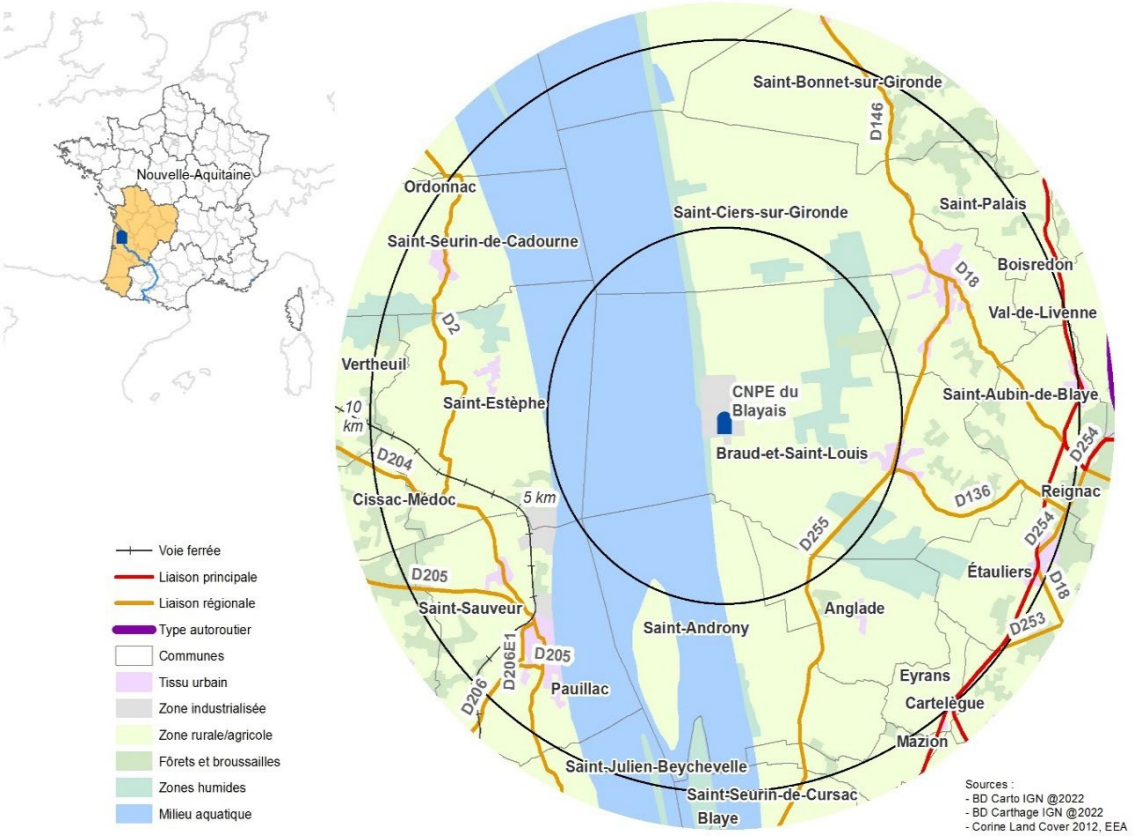


Abbildung 1: Lage des Kernkraftwerks Blayais

Das Kernkraftwerk Blayais umfasst zwei Kernkraftwerksanlagen (INB):

- die INB Nr. 86, bestehend aus zwei gekoppelten Druckwasserreaktoren (REP) (Reaktoren Nr. 1 und Nr. 2) mit einer elektrischen Leistung von jeweils 900 MWe;
- die INB Nr. 110, bestehend aus zwei gekoppelten Druckwasserreaktoren (REP) (Reaktoren Nr. 3 und Nr. 4) mit einer elektrischen Leistung von jeweils 900 MWe.

Die vier Reaktoren werden im offenen Kreislauf mit Wasser aus der Gironde gekühlt.

1.1.1.2 Darstellung der Nachteile, die die Anlage für die geschützten Interessen mit sich bringt

Gemäß Artikel 4.1.I. des geänderten Erlasses vom 7. Februar 2012 zur Festlegung der allgemeinen Vorschriften für Kernkraftwerke, dem sogenannten INB-Erlass, *„umfassen die Nachteile […] zum einen die durch die Anlage verursachten Auswirkungen auf Gesundheit und Umwelt aufgrund von Wasserentnahmen und Einleitungen sowie andererseits die Belästigungen, die sie verursachen kann, insbesondere durch die Verbreitung pathogener Mikroorganismen, Lärm und Erschütterungen, Gerüche oder Staubaufwirbelungen*." Die Abfallentsorgung wird von EDF ebenfalls als Teil der Nachteile angesehen, da sie mit dem normalen Betrieb der Anlagen verbunden ist.

Die Nachteile, die unter Anwendung des Grundsatzes der Verhältnismäßigkeit im Hinblick auf die in Artikel 1.1 desselben Erlasses beschriebenen Belange und die vom Kernkraftwerk Blayais für die geschützten Interessen dargelegten Belange berücksichtigt werden, stehen im Zusammenhang mit:

- Wasserentnahmen und -verbrauch;
- Einleitung radioaktiver und chemischer Abwässer;
- Wärmeeinleitungen;
- radioaktiven und konventionellen Abfällen;
- Belästigungen durch Lärmemissionen.

1.1.1.3 Darstellung der Organisation zur Eindämmung der Beeinträchtigungen zum Schutz der Interessen

1.1.1.3.1 Umweltmanagement

Alle Kernkraftwerke verfügen über ein Integriertes Managementsystem (IMS), das den seit 2002 nach „ISO 14001" zertifizierten Umweltbereich umfasst. Das Kernkraftwerk Blayais hat seine Zertifizierung im Januar 2025 erneuert und trägt damit zur Aufrechterhaltung der ISO 14001-Zertifizierung aller Kernkraftwerke bei.

Das Umweltmanagement der Kernkraftwerke fällt unter den Prozess „Verbesserung und Überwachung der Umweltleistung" des Integrierten Managementsystems des jeweiligen Kernkraftwerks. Ziel dieses Prozesses ist es, Umweltauswirkungen zu identifizieren, zu verhindern und zu kontrollieren sowie zur kontinuierlichen Verbesserung der Umweltleistung unter Einhaltung der Umweltvorschriften beizutragen. Die Leitung jedes Kernkraftwerks gewährleistet die strategische Steuerung des Umweltmanagements, und jeder Geschäftsbereich trägt auf seiner Ebene zur Beherrschung der negativen Auswirkungen bei, insbesondere durch Umweltanalysen, die alle Aktivitäten des Kernkraftwerks abdecken.

Im Rahmen der jährlichen Überprüfungen des Umweltmanagements werden die Ergebnisse analysiert und die für das folgende Jahr durchzuführenden Maßnahmen festgelegt, wobei bei Bedarf eine mehrjährige Perspektive gewährleistet wird. Diese Maßnahmen werden von den Abteilungen des Kernkraftwerks berücksichtigt.

Die eingerichtete integrierte Organisation gewährleistet, dass Umweltbelange bei allen Aktivitäten des Kernkraftwerks berücksichtigt werden.

Die Personalabteilungen der Kernkraftwerke sind für die Steuerung des Kompetenzmanagementprozesses verantwortlich. Die Mitarbeiter werden für Umweltbelange, die geltenden Vorschriften und den Ansatz der kontinuierlichen Verbesserung sensibilisiert. Die Dienstleister werden von ihren Unternehmen auf der Grundlage der in den Verträgen festgelegten betrieblichen Anforderungen geschult.

Im Rahmen des Ansatzes der kontinuierlichen Verbesserung werden folgende Maßnahmen zur Verbesserung des Umweltmanagements ergriffen:

- Die Umweltaktivitäten der Kernkraftwerke werden über Anwendungen des EDF-Informationssystems verwaltet. Um den steigenden Datenmengen Rechnung zu tragen und den Entwicklungsbedarf im Zusammenhang mit der Integration neuer gesetzlicher und normativer Anforderungen zu decken, wurde beschlossen, diese Anwendungen schrittweise durch ein neues Informationssystem für Emissionen und Umwelt im Kernkraftbereich von EDF (SIRENe) zu ersetzen.

  Die Einführung dieses Informationssystems in allen Kernkraftwerken wurde im Jahr 2022 für das Kernkraftwerk Blayais abgeschlossen.

- Darüber hinaus hat EDF für seine nuklearen Aktivitäten eine Überarbeitung seines Umweltreferenzrahmens eingeleitet, um die Betriebsabläufe in den Kernkraftwerken zu harmonisieren, die Professionalisierung der Beteiligten zu verbessern und ihr Bewusstsein für Umweltbelange zu schärfen. Die Überarbeitung wurde Ende 2021 abgeschlossen. Dieses Regelwerk wird fortlaufend aktualisiert, entsprechend den Entwicklungen bei Vorschriften und Normen, den internen Vorgaben und den gewonnenen Erfahrungen.

1.1.1.3.2 Optimierung der Abwasser- und Abfallentsorgung

Um die für sie geltenden gesetzlichen Bestimmungen einzuhalten, ist das Kernkraftwerk Blayais so organisiert, dass eine optimierte Bewirtschaftung von Abwasser und Abfällen gewährleistet ist.

Diese optimierte Bewirtschaftung umfasst:

- die Entstehung von Abwasser und Abfällen bereits an der Quelle zu reduzieren;
- Abwässer und Abfälle getrennt zu sammeln, um sie jeweils so effizient wie möglich zu behandeln oder in bestimmten Fällen sogar wiederzuverwenden;
- die Konditionierung der Kreisläufe zu optimieren, um die Freisetzung chemischer Stoffe zu begrenzen und gleichzeitig die Wirksamkeit dieser Konditionierung zu gewährleisten;
- das Engagement der Beteiligten aufrechtzuerhalten;
- die Leistungsfähigkeit der Abwasserbehandlungsanlagen zu gewährleisten.

In Bezug auf diesen letzten Punkt ist anzumerken, dass EDF im Jahr 2012 im gesamten französischen Kernkraftwerkspark Maßnahmen eingeleitet hat, um die Wartung und den Betrieb der Verdampfer des Abwasserbehandlungssystems (TEU) zu optimieren. Diese Maßnahmen umfassen:

- Optimierung der Instandhaltung

Die TEU-Verdampfer der 900-MWe-Anlagen müssen die gesetzlichen Anforderungen der für nukleare Druckbehälter (ESPN) geltenden Vorschriften erfüllen, die insbesondere in einem Basisprogramm für Wartungs- und Überwachungsmaßnahmen (PBES) festgelegt sind. Das 2018 aktualisierte PBES für die TEU-Verdampfer der 900-MWe-Anlage umfasst die Wartungs- und Überwachungsmaßnahmen, die in zwei Kategorien unterteilt sind:

  - Vorbeugende Inspektionen, die aus einer äußeren und inneren Überprüfung der Verdampfer sowie einer äußeren Überprüfung der Sicherheitsvorrichtungen (z. B. Ventile) bestehen;
  - Wartungs- und Überwachungsmaßnahmen, bei denen es sich um routinemäßige Instandhaltungsarbeiten handelt, deren Art und Häufigkeit vom Betreiber festgelegt werden, um das Sicherheitsniveau der nuklearen Druckgeräte auf dem bei ihrer Auslegung vorgesehenen Niveau zu halten.

- Optimierung der Betriebsabläufe

Die Betriebsbedingungen und die Aufmerksamkeit, die der Betreiber der gesamten Aufbereitungskette, einschließlich des dem TEU-System nachgelagerten Teils, widmet, sind wichtige Faktoren für die Aufrechterhaltung der Betriebsbereitschaft der Anlagen. So tragen die empfohlenen Betriebspraktiken, wie die Filterung vor den Verdampfern, die Überwachung des Zustands der Lagertanks oder das Spülen der Anlage nach dem Gebrauch, dazu bei, das Risiko von Beschädigungen und Ablagerungen in den Verdampfern zu vermeiden.

Die Vereinheitlichung der Betriebspraktiken ist Gegenstand eines „Betriebsleitfadens für das TEU-System“, der im Januar 2017 aktualisiert wurde. Ziel dieses Leitfadens ist es, auf der Grundlage von Studien zur Optimierung der Aufbereitung im TEU-System und der Analyse der betrieblichen Praktiken vor Ort Empfehlungen zur Verbesserung des Betriebs und der Verfügbarkeit der TEU-Verdampfer und -Entsalzungsanlagen zu geben.

1.1.1.3.3 Umweltüberwachung

Seit der Inbetriebnahme der Kernkraftwerke führt EDF ein Umweltüberwachungsprogramm durch.

Die Umweltüberwachung erfüllt drei Hauptfunktionen:

- eine Überwachungs- und Untersuchungsfunktion, die sicherstellen soll, dass die Entnahmen und Einleitungen keine kurz- und langfristigen Auswirkungen auf die terrestrischen und aquatischen Ökosysteme haben. Dies ist der Zweck der saisonalen Messkampagnen in den Bereichen Radioökologie und Hydroökologie;
- eine Kontrollfunktion hinsichtlich des ordnungsgemäßen Gesamtbetriebs der Anlagen anhand der Parameter, deren Überwachung gemäß den Vorschriften in unterschiedlichen Intervallen vorgeschrieben ist. Die Messergebnisse werden entweder mit den zulässigen Grenzwerten oder mit Referenzwerten verglichen: Entscheidungsschwellen für die Messung (Genauigkeit der Messgeräte), Quantifizierungsgrenzen der Messungen und natürliches Hintergrundrauschen;
- eine Warnfunktion, die durch kontinuierliche Messungen gewährleistet wird. Sie ermöglicht die frühzeitige Erkennung jeder atypischen Entwicklung eines oder mehrerer Parameter im Zusammenhang mit Einleitungen oder der Umwelt, um Untersuchungen und, falls erforderlich, Präventionsmaßnahmen (z. B. Einstellung der Einleitung) einzuleiten.

EDF führt regelmäßig Maßnahmen zur Verbesserung der Ausrüstung im Zusammenhang mit der Umweltüberwachung durch. So konnten durch Projekte, die auf Ebene des französischen Kernkraftwerkparks von EDF durchgeführt wurden, Verbesserungen am Umweltüberwachungssystem (KRS-System) erzielt werden.

- Ein erstes, im Jahr 2009 eingeleitetes Projekt trug zur Erhöhung der Zuverlässigkeit des KRS-Systems bei: Dabei ging es darum, die Kernkraftwerke bei ihren Maßnahmen zur Sicherung der Anlagen zu unterstützen, die Wartung der Ausrüstung sicherzustellen und die Umsetzung einer Änderung im Zusammenhang mit der radiometrischen Umweltüberwachung der Kernkraftwerke zu begleiten (Austausch der Messstationen der 5- und 10-km-Umzäunungsnetze). Zudem wurde ein Leitfaden für den Betrieb des KRS-Systems im Normal- und Störungsbetrieb erstellt.
- Ein zweites, im Jahr 2015 eingeleitetes Projekt hat zum Ziel, die Industriepolitik für das KRS-System festzulegen, Probleme im Bereich der industriellen IT-Sicherheit des KRS-Systems zu lösen sowie die Qualität und Zuverlässigkeit der Datenübertragung sicherzustellen, um den Anforderungen der Nutzer gerecht zu werden. Außerdem zielt sie darauf ab, bestimmte Veralterungen bei Hardware und Software zu beheben, die Wartung des KRS-Systems sicherzustellen, die Bearbeitungszeiten bei Störungen und die Wiederherstellungszeiten zu verbessern sowie die Cybersicherheitskultur des Personals zu stärken, das die Komponenten des KRS-Systems nutzt und wartet.

EDF hat zudem die Überwachung der Grundwasserqualität der Kernkraftwerke optimiert, indem es:

- neue piezometrische Messstellen eingerichtet und bestehende saniert, um über ein Überwachungsnetz zu verfügen, das den identifizierten potenziellen Risikobereichen entspricht;
- Einführung eines verstärkten regelmäßigen Überwachungsprogramms (Erhöhung der Anzahl der überwachten Messstellen sowie der Anzahl der analysierten chemischen und radiologischen Parameter);
- die Betriebsmodalitäten des piezometrischen Überwachungsnetzes im gesamten Kernkraftwerkspark von EDF verbessert und vereinheitlicht;
- Erstellung eines Leitfadens zur Wartung der Piezometer.

Es werden tägliche, wöchentliche und monatliche Kontrollen im terrestrischen Ökosystem, in der Umgebungsluft, in Oberflächengewässern und im Grundwasser durchgeführt.

Die Probenahmen und Analysen erfolgen unter Einhaltung der geltenden Vorschriften.

Jedes Kernkraftwerk verfügt hierfür über ein Labor zur Abwasserüberwachung und ein Labor zur Messung der Radioaktivität in der Umwelt, die den Großteil der Messungen durchführen, auch wenn bestimmte spezielle Messungen an externe Labore vergeben werden können.

So führt jedes Kernkraftwerk jährlich unter der Aufsicht der ASNR mehr als 20.000 Messungen durch, deren Ergebnisse an die Behörden übermittelt und in Dokumenten oder Informationsmaterialien für die Öffentlichkeit verwendet werden. Die Ergebnisse der Umweltüberwachung im Umfeld der Kernkraftwerke werden von EDF auf seiner Website und in einem jährlichen Umweltbericht für jedes Kernkraftwerk veröffentlicht.

Artikel 4.2.4 des INB-Erlasses und Artikel R. 1333-26 des Gesetzes über das öffentliche Gesundheitswesen sehen vor, dass die im Auftrag der Betreiber von INB durchgeführten Messungen der Radioaktivität in der Umwelt von der ASNR zugelassenen Laboren (für jede Art von Messung) durchgeführt werden müssen. Diese Zulassungen werden von einer Kommission unter dem Vorsitz der ASNR auf der Grundlage von zwei Voraussetzungen erteilt:

- die Übereinstimmung der Probenahmeverfahren (seit 2010) und der Messverfahren mit den Anforderungen der Norm NF EN ISO/IEC 17025;
- das erfolgreiche Bestehen eines von der ASNR organisierten Ringversuchs.

Die Labore der Kernkraftwerke verfügen über die erforderlichen Zulassungen zur Durchführung der intern durchgeführten Messungen und vergeben die übrigen Analysen an zugelassene Labore.

Neben der Erlangung und Erneuerung dieser Zulassungen verfolgt EDF seit 2009 einen Prozess zur Akkreditierung seiner Analyseaktivitäten durch das französische Akkreditierungskomitee (COFRAC). Bis heute wurden alle Anträge auf Akkreditierung und Erneuerung bewilligt.

Artikel 4.2.4 der INB-Verordnung und Artikel R. 1333-25 des Gesetzes über das öffentliche Gesundheitswesen sehen zudem vor, dass die Ergebnisse der von den Betreibern von INB durchgeführten Radioaktivitätsmessungen in der Umwelt an das Nationale Messnetz (RNM) für Umweltradioaktivität übermittelt werden.

Dieses Netzwerk hat zum Ziel, die Öffentlichkeit über die Radioaktivität in der Umwelt zu informieren. Seit 2010 macht seine Website der Öffentlichkeit die Ergebnisse der Radioaktivitätsmessungen zugänglich, die von öffentlichen oder privaten, von der ASNR zugelassenen Laboren in verschiedenen Medien (Luft, Wasser, Boden, Flora und Fauna) sowie in Lebensmitteln durchgeführt wurden.

Zu den täglich durchgeführten Messungen und Kontrollen kommen saisonale Messungen hinzu, deren Ziel es ist, die Auswirkungen des Betriebs des Kernkraftwerks auf die Umwelt langfristig zu bewerten. Diese Überwachung umfasst die Biologie der aquatischen Umwelt (Hydroökologie) sowie die Radioaktivität in terrestrischen und aquatischen Ökosystemen (Radioökologie). Diese Messkampagnen werden unter der Verantwortung des Betreibers von externen Einrichtungen oder Laboren durchgeführt.

1.1.1.3.4 Erhaltung der Biodiversität

Als Nutzer von Land- und Gewässernaturräumen und als Grundstückseigentümer ist EDF unmittelbar von Fragen der Biodiversität betroffen.

EDF ist sich seiner Verantwortung und seiner Rolle in Bezug auf diese Herausforderungen bewusst und setzt sich dafür ein, die Auswirkungen seiner Aktivitäten auf die Biodiversität zu begrenzen und gleichzeitig die Sicherheit der Energieversorgung, die Sicherheit der Anlagen sowie die Bereitstellung einer erschwinglichen und wettbewerbsfähigen Energie in Einklang zu bringen.

Von der Planung über die Bau- und Betriebsphasen der INB bis hin zum Rückbau ergreift EDF zahlreiche Maßnahmen zum Schutz der Biodiversität:

- tägliche Durchführung einer kontinuierlichen Umweltüberwachung und Optimierung der Abwasserableitung;
- Durchführung detaillierter Vorabdiagnosen im Vorfeld der Umsetzung jedes Projekts;
- Einführung von Maßnahmen zur Vermeidung, Verringerung oder Kompensation der Auswirkungen der Projekte.

EDF engagiert sich gemeinsam mit der Zivilgesellschaft, Verbänden und Kommunen für den Erhalt der lokalen Artenvielfalt im Rahmen einer proaktiven Politik zur Verbesserung des Wissensstands, zum Schutz von Fauna und Flora sowie zur internen und externen Kommunikation.

Das Kernkraftwerk Blayais hat mehrere Partnerschaften im Bereich der Biodiversität geschlossen:

- Seit 1984 wird das Vogelschutzgebiet von Blayais vom Jagdverband der Gironde (FDC 33) verwaltet. An dieser Bewirtschaftung sind mehrere Partner beteiligt: das Französische Amt für Biodiversität (OFB), der Verein für die ökologische Bewirtschaftung landwirtschaftlicher Ressourcen und deren Nebenprodukte (AGERAD) sowie ein lokaler Landwirt (Öko-Weidewirtschaft). Es konnten zahlreiche Maßnahmen umgesetzt werden, um ein Mosaik aus Feuchtbiotopen zu schaffen, die Wasserverhältnisse des Gebiets zu regulieren und so das volle Potenzial für die Aufnahme überwinternder Wasservögel auszuschöpfen. Im Jahr 2009 wurden zudem innerhalb und außerhalb des Naturschutzgebiets Storchennester aufgestellt, um die Ansiedlung dieser Art zu fördern, die im Norden der Gironde bereits stark vertreten ist. Seit 2019 wird ein Bewirtschaftungsplan umgesetzt, der es ermöglicht, das Wissen über andere Artengemeinschaften (z. B. Amphibien, Schmetterlinge, Libellen) zu erweitern.
- Seit 2019 fördert das Naturschutzgebiet CNPE du Blayais in Zusammenarbeit mit dem Conservatoire Botanique National Sud-Atlantique (CBNSA) und lokalen Fachleuten (Semence Nature – Pépinière Naudet) die Verwendung von lokalem Saatgut (Marke „Végétal Local“). In diesem Zusammenhang wurden im Jahr 2020 etwa 2.000 m² Blumenbrachen eingesät und 100 Pflanzen im Naturschutzgebiet gepflanzt.

Der Erhalt der Artenvielfalt stand auch im Mittelpunkt der Arbeiten, die das Kernkraftwerk Blayais im Jahr 2021 an vier Abschnitten der im Flussbett der Mündung verlegten Abwasserleitungen durchführte. Unter dem Einfluss von Strömungen und Gezeiten hatte sich das Sandbett, auf dem diese vier Abschnitte ruhten, verschoben. Fast ein Jahr Vorbereitungszeit war erforderlich, um an diesen Anlagen Arbeiten durchzuführen; der Departementsdirektion für Raumordnung und Meeresangelegenheiten (DDTM) wurde ein Plan zum Schutz des Ökosystems vorgelegt, um die Meeres- und Landökosysteme der Mündung während der Arbeiten zu schützen: Bodenuntersuchungen, Auswahl von Materialien, die mit der Meeresumwelt verträglich sind, Standortplanung für die maritimen Einsatzmittel, Schutz der Fauna durch Lärmschutzmaßnahmen für Vögel sowie die Planung der Arbeiten außerhalb der Fischwanderungszeit, um nur einige Beispiele zu nennen.

Darüber hinaus verfügt die Kernenergiebranche seit 2006 über einen spezifischen „Biodiversitäts-Fahrplan“, der sich auf die Biodiversitätspolitik der EDF-Gruppe stützt und alle Maßnahmen im Zusammenhang mit der Biodiversität im Rahmen des Betriebs von Kernkraftwerken strukturiert.

In diesem Zusammenhang wurde für das Kernkraftwerk Blayais eine Vorabdiagnose auf der Grundlage einer Studie erstellt, die 2020 von einem naturkundlichen Planungsbüro durchgeführt wurde. Das Grundstücksareal des Standorts Blayais umfasst das vom Kernkraftwerk Blayais eingenommene Gebiet sowie Flächen, die EDF gehören, sich jedoch außerhalb der Grenzen des Kernkraftwerks befinden.

Diese Studie, die auf der Grundlage von Literaturangaben und im Jahr 2020 durchgeführten Felderhebungen erstellt wurde, ermöglichte es, bemerkenswerte Naturräume, natürliche Lebensräume sowie bemerkenswerte Tier- und Pflanzenarten zu identifizieren.

Bei den verschiedenen Besichtigungen durch die Naturkundler des Planungsbüros wurden die Flora, die natürlichen Lebensräume sowie Vögel, Amphibien, Reptilien, Säugetiere und Insekten erfasst. Diese Bestandsaufnahmen fanden in den für die Beobachtung der verschiedenen Pflanzen- und Tiergemeinschaften günstigen Zeiträumen (Juli und September 2020) statt, wobei für jede der untersuchten Gemeinschaften angepasste Methoden zum Einsatz kamen.

Es wurde eine gezieltere Suche nach bemerkenswerten Arten (geschützte Arten und/oder Arten von kulturellem Wert) sowie nach invasiven gebietsfremden Arten durchgeführt.

Die im Untersuchungsgebiet durchgeführte ökologische Bestandsaufnahme zeigt, dass die wichtigsten ökologischen Herausforderungen außerhalb des Geländes des Kernkraftwerks liegen, und zwar in Naturräumen (Ufer der Gironde, Naturschutzgebiet), deren ökologischer Wert bereits durch die Bestandsaufnahme der ZNIEFF (Naturgebiete von ökologischem, Fauna und Flora) der Region Aquitaine bereits anerkannt ist.

Im Allgemeinen lassen sich die wichtigsten ökologischen Herausforderungen des Untersuchungsgebiets wie folgt aufschlüsseln:

- am Ufer der Gironde, mit Herausforderungen im Zusammenhang mit dem Vorkommen von Feuchtvegetation, die sich am Gewässerrand sowie auf ehemaligen Wiesen entwickelt;
- im Naturschutzgebiet im Norden des Untersuchungsgebiets, mit Herausforderungen im Zusammenhang mit dem Vorkommen großer Teiche und der dazugehörigen Feuchtvegetation (die insbesondere zahlreiche geschützte Vogelarten beherbergen, sowohl während der Brutzeit als auch als Rastplatz auf dem Zug oder als Überwinterungsgebiet).

Darüber hinaus sind die ökologischen Herausforderungen innerhalb der Grenzen des Kernkraftwerks insgesamt gering, da die Lebensräume überwiegend vom Menschen geprägt sind.

1.1.2 Einhaltung der Vorschriften

1.1.2.1 Anwendbare Rechtsvorschriften

Im Jahr 2006 wurde mit dem „TSN"-Gesetz vom 13. Juni 2006, das seitdem im Umweltgesetzbuch kodifiziert ist, eine Neugestaltung des rechtlichen Rahmens für die INB eingeleitet. Dieses Gesetz wurde durch mehrere Durchführungsverordnungen und Erlasse gemäß der in Abbildung 2 dargestellten Hierarchie präzisiert.

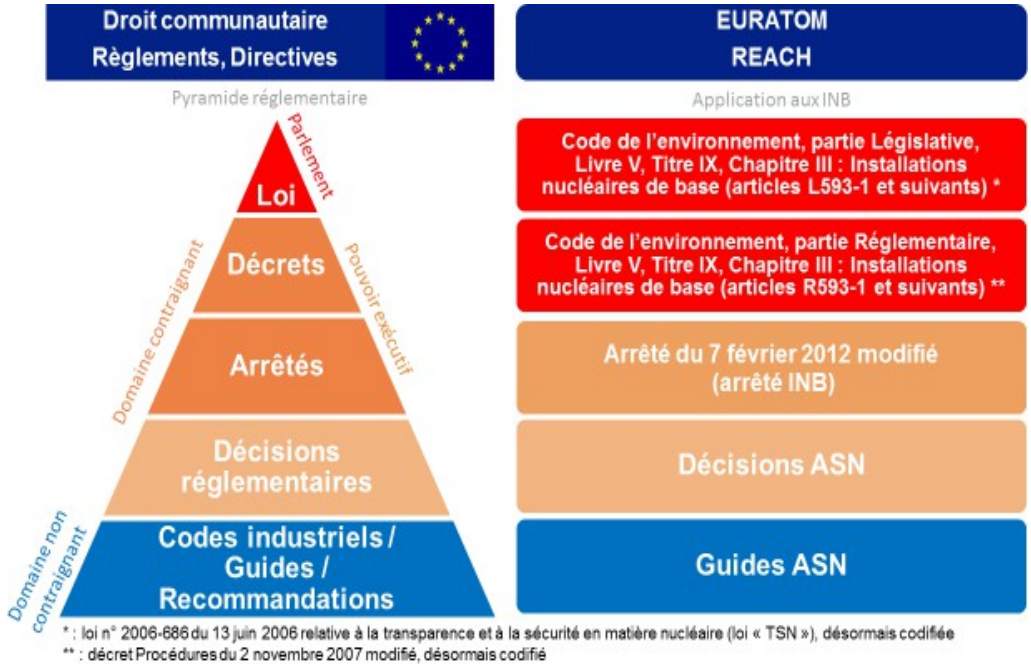


Abbildung 2: Hierarchie der Rechtsvorschriften und Anwendung auf INB

Die regelmäßig überarbeitete Umweltverträglichkeitsprüfung dient als Begleitdokument für die Anträge auf behördliche Genehmigungen.

In Anwendung der von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase der vierten periodischen Überprüfung der 900-MWe-Stufe (4· RP 900) erlassenen Vorschrift [INC-B]:

- hat EDF bis zum 31. Dezember 2022 die bis zu diesem Zeitpunkt vorgenommenen Aktualisierungen der Umweltverträglichkeitsprüfung in der in den Artikeln R. 122-5 und R. 593-17 des Umweltgesetzbuchs vorgesehenen Form konsolidiert, unter Berücksichtigung des aktuellen Wissensstands, insbesondere hinsichtlich der Bewertung der Auswirkungen von Ableitungen aus den Anlagen und der Entwicklung der Standortumgebung, sowie unter Beschreibung der Auswirkungen der Anlagen auf das Klima und ihrer Anfälligkeit gegenüber dem Klimawandel, insbesondere in Bezug auf thermische Ableitungen, die Bewirtschaftung flüssiger Ableitungen und die Nutzung der Wasserressourcen;
- EDF hat bis zum 31. Dezember 2022 die Verbesserungen dargelegt, die zur Verringerung der Umweltauswirkungen seiner Anlagen beitragen und die es unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der Umweltverträglichkeitsprüfung und der besten verfügbaren Techniken plant, sowie den entsprechenden Zeitplan für die Umsetzung;
- EDF hat vor dem 31. Dezember 2023 eine Studie vorgelegt, in der die kumulativen Auswirkungen der an der Rhône und der Loire gelegenen Kernkraftwerke auf diese Flüsse dargestellt werden6.

[6] Das Kernkraftwerk Blayais ist von diesem Absatz der technischen Vorschrift INC-B nicht betroffen.

Stand 22. Dezember 2025 sind die wichtigsten für das Kernkraftwerk Blayais geltenden Rechtsvorschriften in Bezug auf die Belastungen nachfolgend aufgeführt:

- Titel IX von Buch V des Umweltgesetzbuchs über die nukleare Sicherheit und die grundlegenden kerntechnischen Anlagen, Vorschriftenteil, insbesondere die Artikel R. 593-62 ff.
- Geänderter Erlass vom 7. Februar 2012 zur Festlegung der allgemeinen Vorschriften für Kernkraftwerke (INB-Erlass).
- Beschluss Nr. 2013-DC-0360 der Behörde für nukleare Sicherheit vom 16. Juli 2013 über die Begrenzung von Belästigungen und der Auswirkungen von kerntechnischen Basisanlagen auf Gesundheit und Umwelt, genehmigt durch den Erlass vom 9. August 2013 und geändert durch den Beschluss Nr. 2016-DC-0569, genehmigt durch den Erlass vom 5. Dezember 2016 (im Folgenden als „Umweltbeschluss“ bezeichnet).
- Entscheidung Nr. 2015-DC-0508 der Behörde für nukleare Sicherheit vom 21. April 2015, genehmigt durch den Erlass vom 1. Juli 2015 und geändert durch die Entscheidung Nr. 2022-DC-0749 der Behörde für nukleare Sicherheit vom 29. November 2022 geändert und die sich auf die Abfallbewirtschaftung und die Bilanz der in den Kernkraftwerken anfallenden Abfälle bezieht.
- Beschluss Nr. 2017-DC-0587 der Behörde für nukleare Sicherheit vom 23. März 2017 über die Konditionierung radioaktiver Abfälle und die Bedingungen für die Annahme von Versandstücken mit radioaktiven Abfällen in kerntechnischen Basislagerstätten, genehmigt durch den Erlass vom 13. Juni 2017 (im Folgenden als „Entscheidung zur Verpackung von Abfällen“ bezeichnet).
- Beschluss Nr. 2017-DC-0588 der Behörde für nukleare Sicherheit vom 6. April 2017 über die Modalitäten der Wasserentnahme und des Wasserverbrauchs, der Einleitung von Abwässern und der Umweltüberwachung von Druckwasserreaktoren, genehmigt durch Erlass vom 14. Juni 2017 (im Folgenden als „Entscheidung zu den Betriebsbedingungen“ bezeichnet).
- Entscheidung Nr. 2023-DC-0755 der Behörde für nukleare Sicherheit vom 23. Mai 2023 zur Festlegung der Vorschriften bezüglich der Modalitäten der Wasserentnahme und des Wasserverbrauchs sowie der Einleitung flüssiger und gasförmiger Abwässer in die Umwelt durch das Kernkraftwerk Blayais (im Folgenden als „Standortentscheidung“ bezeichnet).
- Entscheidung Nr. 2023-DC-0756 der Behörde für nukleare Sicherheit vom 23. Mai 2023 zur Festlegung der Grenzwerte für die Einleitung flüssiger und gasförmiger Abfälle des Kernkraftwerks Blayais in die Umwelt (im Folgenden als „Standortgrenzwertentscheidung“ bezeichnet).

In Anwendung der von der ASN in der Entscheidung Nr. 2021-DC-0706 vom 23. Februar 2021 erlassenen Vorschrift [INC-A] unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 legt EDF die Prüfung der Konformität mit den folgenden Rechtsvorschriften vor:

- Verordnung (EG) Nr. 1907/2006 vom 18. Dezember 2006 in ihrer geänderten Fassung zur Registrierung, Bewertung, Zulassung und Beschränkung chemischer Stoffe (sogenannte REACH-Verordnung).
- Verordnung (EG) Nr. 1272/2008 vom 16. Dezember 2008 in ihrer geänderten Fassung über die Einstufung, Kennzeichnung und Verpackung von Stoffen und Gemischen (sogenannte CLP-Verordnung).
- Verordnung (EU) Nr. 528/2012 vom 22. Mai 2012 in der geänderten Fassung über das Inverkehrbringen und die Verwendung von Biozidprodukten (sogenannte Biozidverordnung).

1.1.2.2 Sicherstellung der Einhaltung gesetzlicher Vorschriften

Das Kernkraftwerk Blayais ist so organisiert, dass die Einhaltung der gesetzlichen Vorschriften durch eine Abfolge von Schlüsselschritten kontinuierlich gewährleistet wird:

- **Identifizierung**: Die Einhaltung der Umweltvorschriften durch die Kernkraftwerke stützt sich auf die Ermittlung und Analyse der auf nationaler Ebene für die Kernkraftwerke geltenden Umweltvorschriften und -anforderungen. Jedes Kernkraftwerk erfasst zudem die für es geltenden Vorschriften und Anforderungen auf lokaler Ebene.
- **Bewertung**: Das Kernkraftwerk bewertet und dokumentiert den Stand der Einhaltung der für es geltenden nationalen und lokalen Anforderungen. Diese Bewertung der gesetzlichen Anforderungen führt zu folgender Einstufung:
    - „Anforderungen werden derzeit geprüft“: Die neuen geltenden Anforderungen werden derzeit vom Kernkraftwerk geprüft;
    - „Anforderungen erfüllt“: Das Kernkraftwerk erfüllt die gesetzlichen Anforderungen und verfügt über die entsprechenden Nachweise;
    - „Anforderungen im Rahmen des Compliance-Managements“: Hierbei handelt es sich um regulatorische Anforderungen, für die das Kernkraftwerk nicht über alle Nachweise zur Einhaltung verfügt und die es als im Compliance-Management befindlich deklariert. Das Kernkraftwerk ergreift ergänzende Maßnahmen gemäß einem Zeitplan, der den Herausforderungen im Hinblick auf die geschützten Interessen angemessen ist, um die Nachweise zur Einhaltung zu erbringen und sich als konform zu erklären.
- **Bearbeitung**: Wenn eine Anforderung teilweise oder gar nicht erfüllt ist, wird im Rahmen der Anforderungen im Bereich des Compliance-Managements ein Aktionsplan erstellt.
- **Überwachung**: Das Kernkraftwerk überprüft regelmäßig seinen Konformitätsstatus in Bezug auf jede umweltrechtliche Anforderung.
- **Überprüfung**: Jedes Jahr stellt das Kernkraftwerk anlässlich der im Rahmen des Umweltmanagementsystems vorgesehenen regelmäßigen Überprüfungen sicher, dass neue Umweltanforderungen berücksichtigt werden, und zieht Bilanz über den Fortschritt der Maßnahmen hinsichtlich der Anforderungen an das Compliance-Management.

Im Rahmen der Bewertung der Einhaltung der Vorschriften hat das Kernkraftwerk Blayais zum 22. Dezember 2025 222 anwendbare Rechtsvorschriften im Umweltbereich identifiziert. Unter diesen Rechtsvorschriften wurden 3.812 Anforderungen identifiziert, darunter:

- 3.656 konforme Anforderungen (95,9 %),
- 113, die derzeit geprüft werden (3 %),
- 43 im Compliance-Management (1,1 %).

Im Rahmen der in § I-1.1.2.1 genannten relevanten Rechtsvorschriften wurden 789 anwendbare Anforderungen im Umweltbereich erfasst, darunter:

- 764 konforme Anforderungen (96,8 %),
- keine Anforderungen, die derzeit geprüft werden (0 %),
- 25 Anforderungen im Konformitätsmanagement (3,2 %).

Die Einzelheiten dieser Bilanz der anwendbaren Anforderungen für die in Teil II – Kapitel 1 – Abschnitt 1 § 1.1.2.1 sind in Tabelle 1 dargestellt. Dies entspricht der Überprüfung der Konformität mit den Rechtsvorschriften, die in der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [INC-A] gefordert wird.

Tabelle 1: Bilanz der Einhaltung der Vorschriften für die in § I-1.1.2.1 genannten Texte zum 22. Dezember 2025

Titel des Textes	Konform	Wird derzeit geprüft	Konformitätsmanagement
Verordnung vom 7. Februar 2012 (INB-Verordnung)	98	0	0
Geänderter Beschluss Nr. 2013-DC-0360 (Umweltbeschluss)	270	0	2
Beschluss Nr. 2015-DC-0508, geändert durch den Beschluss Nr. 2022-DC-0749 (Abfallbeschluss)	53	0	3
Beschluss Nr. 2017-DC-0587 (Beschluss zur Verpackung von Abfällen)	30	0	0
Beschluss Nr. 2017-DC-0588 (Beschluss über die Modalitäten für den Park)	140	0	4
Beschluss Nr. 2023-DC-0755 (Beschluss über die Modalitäten für den Standort)	79	0	2
Beschluss Nr. 2023-DC-0756 (Beschluss über die Standortgrenzen)	21	0	0
Verordnung (EG) Nr. 1907/2006 (REACH-Verordnung)	32	0	0
Verordnung (EG) Nr. 1272/2008 (CLP-Verordnung)	39	0	14
Verordnung (EU) Nr. 528/2012 (Biozid-Verordnung)	2	0	0

Im Rahmen des Compliance-Prozesses hat das Kernkraftwerk Blayais Maßnahmen zu allen im Compliance-Management identifizierten Anforderungen umgesetzt und überwacht deren Umsetzung.

Die in diesen Texten identifizierten Anforderungen im Bereich des Compliance-Managements haben keine Auswirkungen auf die geschützten Interessen oder fallen nicht in den Bereich der Nachteile.

Die Anforderungen im Zusammenhang mit dem Bereich der Risiken werden im Abschnitt „Risiken“ des vorliegenden Berichts dargestellt (Teil 1 – Kapitel 1 – Abschnitt 1 § 1.2.2).

Besonderer Hinweis zu den Anforderungen an die notwendigen Ausrüstungen (EN), die unter Anhang II des INB-Erlasses fallen.

Artikel R. 593-26 des Umweltgesetzbuchs definiert den Mindestumfang des INB-Gebiets, das nicht nur die INB selbst, sondern auch die für deren Betrieb erforderlichen Anlagen (EN) umfassen muss, die in Artikel L. 593-3 des Umweltgesetzbuchs genannt sind.

Diese Anlagen können je nach Art mit klassifizierten Umweltschutzanlagen (ICPE) oder mit Anlagen, Bauwerken, Arbeiten und Tätigkeiten (IOTA) gemäß dem Wassergesetz gleichgesetzt werden; da sie jedoch Teil der INB sind und für deren Betrieb, Instandhaltung und Überwachung erforderlich sind, unterliegen sie den für INB geltenden Vorschriften und Regelungen.

Aufgrund ihrer potenziellen Auswirkungen auf die öffentliche Sicherheit, Gesundheit und Hygiene sowie auf die Umwelt gilt gemäß Artikel 4.3.1 des INB-Erlasses für die erforderlichen Anlagen, die einen Schwellenwert der ICPE- oder IOTA-Nomenklatur des Kernkraftwerks Blayais überschreiten, die im Anhang II des INB-Erlasses aufgeführten ICPE- oder IOTA-Vorschriften, die seit dem 24. Februar 2016 in der Fassung vom 8. Februar 2012 gelten.

Im Rahmen der Konformitätsbewertung hat das Kernkraftwerk Blayais zum 22. Dezember 2025 10 anwendbare Verordnungen, d. h. 770 Anforderungen, in Bezug auf die 63 notwendigen Anlagen (EN) identifiziert, die unter Anhang II der INB-Verordnung fallen.

In diesem Rahmen wurden erfasst:

- 770 konforme Anforderungen (100 %),
- keine Anforderungen in der Analyse (0 %),
- keine Anforderungen im Konformitätsmanagement (0 %).

Die Einzelheiten dieser Bilanz der per Erlass geltenden Anforderungen sind in der nachstehenden Tabelle 2 aufgeführt.

Tabelle 2: Bilanz der Einhaltung der Vorschriften in Bezug auf die erforderlichen Anlagen (EN), die unter Anhang II des INB-Erlasses fallen, Stand: 22. Dezember 225

ICPE- oder IOTA-Verordnung	Anzahl der betroffenen EN	Anzahl der geltenden Anforderungen		
		Konform	Wird derzeit geprüft	Konformitätsmanagement
Verordnung vom 30. Oktober 2007 über die allgemeinen Vorschriften für meldepflichtige Anlagen der ICPE-Kategorie 1150: Industrielle Herstellung, Verwendung oder Lagerung von oder auf der Basis bestimmter giftiger Stoffe – Gültige Fassung vom 8. Februar 2012	3	120	0	0
Verordnung vom 2. April 2002 über die allgemeinen Vorschriften für meldepflichtige klassifizierte Anlagen unter der ICPE-Rubrik 1185: Herstellung, Verwendung, Lagerung von Fluorchlorkohlenwasserstoffen, Halonen und anderen halogenierten Kohlenwasserstoffen – Gültige Fassung vom 8. Februar 2012	9	107	0	0
Verordnung vom 12. Februar 1998 über die allgemeinen Vorschriften für meldepflichtige, unter Rubrik 1416 fallende Anlagen zum Schutz der Umwelt: Lagerung oder Verwendung von Wasserstoff – Gültige Fassung vom 8. Februar 2012	2	66	0	0
Verordnung vom 22. Dezember 2008 über die allgemeinen Vorschriften für meldepflichtige klassifizierte Anlagen unter der ICPE-Rubrik 1432: Lagerung von brennbaren Flüssigkeiten in vorgefertigten Behältern – Fassung gültig ab 8. Februar 2012	4	129	0	0
Verordnung vom 14. Januar 2011 über die allgemeinen Vorschriften für Anlagen, die gemäß der ICPE-Rubrik 2340 der Registrierungspflicht unterliegen: Wäscherei, Wäschewaschanlage – Fassung gültig ab 8. Februar 2012	1	55	0	0
Verordnung vom 25. Juli 1997 über die allgemeinen Vorschriften für Anlagen, die zum Schutz der Umwelt eingestuft sind und gemäß der ICPE-Rubrik 2910 meldepflichtig sind: Verbrennungsanlagen – Gültige Fassung vom 8. Februar 2012	13	114	0	0

ICPE- oder IOTA-Vorschriftenverordnung	Anzahl der betroffenen EN	Anzahl der geltenden Anforderungen		
		Konform	Wird derzeit geprüft	Konformitätsmanagement
Verordnung vom 29. Mai 2000 über die allgemeinen Vorschriften für klassifizierte Anlagen zum Schutz der Umwelt, die gemäß der ICPE-Rubrik 2925 meldepflichtig sind: Werkstätten zur Aufladung von Akkumulatoren – Gültige Fassung vom 8. Februar 2012	5	73	0	0
Verordnung vom 11. September 2003 zur Durchführung des Dekrets Nr. 96-102 vom 2. Februar 1996 und zur Festlegung der allgemeinen Vorschriften für Sondierungen, Bohrungen, Errichtung von Brunnen oder unterirdischen Bauwerken, die gemäß den Artikeln L. 214-1 bis L. 214-3 des Umweltgesetzbuchs meldepflichtig sind und unter Rubrik 1.1.1.0 der Nomenklatur im Anhang zum Dekret Nr. 93-743 vom 29. März 1993 fallen – Gültige Fassung vom 8. Februar 2012	17	37	0	0
Verordnung vom 11. September 2003 zur Durchführung des Dekrets Nr. 96-102 vom 2. Februar 1996 und zur Festlegung der allgemeinen Vorschriften für Entnahmen, die gemäß den Artikeln L. 214-1 bis L. 214-3 des Umweltgesetzbuchs genehmigungspflichtig sind und unter die Rubriken 1.1.2.0, 1.2.1.0, 1.2.2.0 oder 1.3.1.0 der Nomenklatur im Anhang zum Dekret Nr. 93-743 vom 29. März 1993 in der geänderten Fassung – Fassung vom 8. Februar 2012	8	39	0	0
Verordnung vom 11. September 2003 zur Durchführung des Dekrets Nr. 96-102 vom 2. Februar 1996 und zur Festlegung der allgemeinen Vorschriften für Entnahmen, die gemäß den Artikeln L. 214-1 bis L. 214-3 des Umweltgesetzbuchs meldepflichtig sind und unter die Rubriken 1.1.2.0, 1.2.1.0, 1.2.2.0 oder 1.3.1.0 der Nomenklatur im Anhang zum Dekret Nr. 93-743 vom 29. März 1993 – Gültige Fassung vom 8. Februar 2012	1	30	0	0

Es ist anzumerken, dass das Kernkraftwerk Blayais im Rahmen des Compliance-Prozesses Maßnahmen zu allen im Compliance-Management identifizierten Anforderungen ergreift und deren Umsetzung überwacht.

Somit ist das Kernkraftwerk Blayais so organisiert, dass die Einhaltung der für es geltenden Vorschriften jederzeit gewährleistet ist.

1.2 ZUSAMMENFASSUNG DER IM LAUFE DES BETRIEBS GESAMMELTEN ERFAHRUNGEN

1.2.1 Analyse bedeutender Ereignisse

Ereignisse gelten gemäß den Meldekriterien als bedeutend, die im ASN-Leitfaden vom 21. Oktober 2005 festgelegt sind. Dieser Leitfaden betrifft die Modalitäten der Meldung und die Kodifizierung der Kriterien für bedeutende Ereignisse, die die Sicherheit, den Strahlenschutz oder die Umwelt betreffen und für Kernkraftwerke sowie den Transport radioaktiver Stoffe gelten.

Zwischen 2014 und 2023 hat das Kernkraftwerk Blayais Folgendes gemeldet:

- 43 bedeutende Umweltvorfälle (ESE);
- 12 bedeutende Sicherheitsereignisse (ESS) im Zusammenhang mit Beeinträchtigungen;
- 4 bedeutende Strahlenschutzereignisse (ESR) im Bereich Abfall im Zusammenhang mit den geschützten Interessen;
- 2 bedeutende Transportereignisse (EST) im Bereich Abfall im Zusammenhang mit den geschützten

Interessen. Bei diesen Ereignissen wurden keine nennenswerten Auswirkungen festgestellt[7]. Sie betreffen:

- **Einleitungen chemischer Abwässer:** 5 Ereignisse sind betroffen.

4 Ereignisse (2016, 2019, 2020 und 2022) betreffen die Überschreitung der durch die Einleitungsverordnung vom 18. September 2003 zugelassenen Höchstkonzentration an Schwebstoffen (MES) vor der Verdünnung.

  - Ein Vorfall (2016) ereignete sich im Anschluss an eine Reinigungsmaßnahme einer Grube des Regenwassernetzes. Die Arbeiten wurden als abgeschlossen betrachtet, obwohl Restschlämme nicht abgesaugt worden waren. Es wurden mehrere Maßnahmen ergriffen, um eine Wiederholung des Vorfalls zu verhindern.
  - 3 Vorfälle (2019, 2020 und 2022) mit ähnlichen Ursachen. Beim Vorfall im Jahr 2019 wurde die vorzeitige Sättigung des Absetzbeckens der Regenwassergrube durch die Sättigung des Sandfängers begünstigt, der sich stromabwärts der Anlage zur Herstellung von entmineralisiertem Wasser befindet und die Schwebstoffe nicht mehr ausreichend zurückhält, sowie durch den Eintrag von Schwebstoffen aus dem Betrieb des Betonturms und durch eine unzureichende Berücksichtigung des Schwebstoffrisikos in der Risikoanalyse der Baustellen.

    Im Jahr 2020 wurde als Hauptursache für die Sättigung das Ausmaß der Post-Fukushima-Baustellen auf dem gesamten Gelände des Kernkraftwerks identifiziert.

    Für das Jahr 2022 sind die unterlassene Reinigung des Sandfängers am Ausgang der Entmineralisierungsanlage in Verbindung mit der Sättigung des Dekanters der Grube 9 SEO 001 BA die Ursache für die Überschreitung.

Ein Vorfall (2021) betrifft einen Mangel in der Qualitätssicherung. Der am Uferauslass gemessene pH-Wert war fehlerhaft, dieser Fehler wurde jedoch nicht erkannt. Alle Korrekturmaßnahmen wurden durchgeführt.

- **Radioaktive Emissionen in die Atmosphäre:** Es sind 10 Vorfälle betroffen. Für jeden dieser Vorfälle wurden Korrekturmaßnahmen umgesetzt und abgeschlossen. Die Vorfälle haben sich nicht wiederholt.

[7] Unter einer nachgewiesenen erheblichen Auswirkung ist gemäß dem ASN-Leitfaden vom 21. Oktober 2005 (und seit dem 1. Juli 2017 für den Teil „Transport auf öffentlichen Straßen“ gemäß dem ASN-Leitfaden Nr. 31) zu verstehen, der sich auf die Modalitäten der Meldung und die Kodifizierung der Kriterien für erhebliche Ereignisse bezieht, die die Sicherheit, den Strahlenschutz oder die Umwelt, die für Kernanlagen und den Transport radioaktiver Stoffe gelten:

- die wahrnehmbare Verschlechterung der Qualität der aufnehmenden Umwelt (physikalisch-chemische und radiologische Eigenschaften, Beeinträchtigung von Biotopen usw.);

- die Beeinträchtigung einer anderen Nutzung der Umwelt.

- Ein Ereignis (2015) steht im Zusammenhang mit einer Nichtverfügbarkeit der Überwachungsketten für Ableitungen aus dem Kamin des Gebäudes für nukleare Hilfsanlagen (BAN) während einer Stilllegung zum Austausch einer Sicherung. Während der Dauer der Nichtverfügbarkeit erfolgte keine geplante Ableitung.
- Ein Vorfall (2017) steht im Zusammenhang mit einer nicht vorschriftsmäßigen Verriegelung der Abluftklappen des Lüftungssystems des Reaktorgebäudekontainers, die über ein spezielles Verriegelungssystem verfügen. Bei diesem Vorfall waren die Klappen zwar geschlossen, aber nicht mit diesem speziellen System verriegelt.
- Ein Vorfall (2017) betrifft eine Durchflussmessung des Lüftungssystems (DVN) am Kamin des BAN, deren Wert unter dem vorgeschriebenen Wert lag. Während dieses Zeitraums von 22 Sekunden erfolgte keine koordinierte Ableitung.
- Ein Vorfall (2018) steht im Zusammenhang mit der teilweisen Nichtverfügbarkeit der Jodabsaugfunktion des Lüftungssystems des Brennelementgebäudes (DVK) infolge einer unsachgemäßen Installation einer Überbrückung während einer vorbeugenden Wartungsmaßnahme an den Schaltanlagen. Während dieses Zeitraums gab es kein Ereignis, das die automatische oder manuelle Inbetriebnahme der Jodabsaugfunktion im Brennelementgebäude erforderlich gemacht hätte.
- Ein Vorfall (2020) steht im Zusammenhang mit der Nichteinhaltung der Vorgehensweise im Anschluss an die geplante Außerbetriebnahme der Radioaktivitätsmesskette am Kamin des BAN in [Block] 8 4. Aufgrund unvorhergesehener Umstände dauerten die Wartungsarbeiten länger als vorgesehen.
- Ein Ereignis (2020) betrifft einen Mangel in der Qualitätssicherung, der dazu führte, dass Analysen von Proben der Luftemissionen aus dem Reaktorgebäude Nr. 3 herangezogen wurden, um die Bedingungen der Luftemissionen aus dem Reaktorgebäude Nr. 4 zu bestimmen.
- Zwei Ereignisse (2021) betrafen einen Rückgang des Lüftungsluftdurchsatzes (DVN) am BAN-Kamin unter den vorgeschriebenen Wert. Bei keinem dieser Ereignisse fand zum Zeitpunkt des Durchsatzrückgangs eine geplante Ableitung statt.

  Ein Vorfall hatte seinen Ursprung in einem organisatorischen Fehler, der dazu führte, dass eine Frostschutzvorrichtung der Lüftungsanlage deaktiviert wurde, obwohl das für deren ordnungsgemäßen Betrieb erforderliche Material noch im Lager befand. Der andere Vorfall hatte seinen Ursprung in der fehlenden Konfiguration eines Kreislaufs nach durchgeführten Arbeiten.
- 1 Vorfall (2023), der dazu führte, dass zwei Behälterdurchgangsventile (ETY) gleichzeitig für weniger als eine Minute geöffnet wurden. Die Behältereindämmung war zu jeder Zeit gewährleistet.
- 1 Ereignis (2023) im Zusammenhang mit der versehentlichen Abschaltung der Jodfilterung (DVK), obwohl diese erforderlich war. Die für dieses Ereignis festgelegten Maßnahmen wurden eingehalten.

- **Diffuse Emissionen in die Atmosphäre:**
  - 3 Ereignisse betrafen diffuse Emissionen von SF_6-Gas in die Atmosphäre. Für jedes dieser Ereignisse wurden Korrekturmaßnahmen umgesetzt und abgeschlossen. Die Ereignisse haben sich nicht wiederholt.
    - 1 Vorfall (2017) steht im Zusammenhang mit einem Fehler beim Wiederanschluss während der Wiederinbetriebnahme der Stromversorgung des Reaktors Nr. 2 im Rahmen vorbeugender Wartungsarbeiten.
    - Ein Vorfall (2018) stand im Zusammenhang mit einem Ausfall der externen 225-kV-Hilfsstromquelle aufgrund eines Hardwarefehlers.

[8] Block = Erzeugungseinheit (Reaktor).

- Ein Vorfall (2019) betrifft eine Überschreitung des vorgeschriebenen Grenzwerts für den kumulierten jährlichen SF_6-Gasverlust. Es wurden Lösungen gefunden, um reaktiv eingreifen zu können, ohne die Anlage stilllegen zu müssen.

- 17 Vorfälle betreffen diffuse Emissionen von Kältemitteln in die Atmosphäre:
  - 2 Vorfälle (2014) standen im Zusammenhang mit dem Verlust von Kältemitteln an Klimaanlagen aufgrund von Schäden an den Ventilanschlüssen der Kältemaschinen. Nach dem ersten Vorfall wurde eine lokale Anpassung vorgenommen, um die Ausrichtung der Ventilanordnung so zu ändern, dass sie möglichst wenig den Belastungen durch den Druck der Schläuche auf die angrenzenden Rohrleitungen ausgesetzt ist. Dadurch konnte die durch die Vibrationen der Anlage verursachte Beschädigung jedoch nicht verhindert werden. Im Laufe des Jahres 2014 wurde eine zweite Änderung an allen Klimaanlagen der vier Blöcke des Standorts vorgenommen, wodurch die aufgetretene Störung beseitigt werden konnte.
  - Zwei Vorfälle (2014) betreffen den Verlust von Kältemitteln aufgrund von Schwingungen, die mit dem Betrieb der Anlagen zusammenhängen, an verschiedenen Kälteaggregaten.
  - Ein Vorfall (2014) steht im Zusammenhang mit einem Ausfall eines Saugventils am Kompressor der Klimaanlage des Laufkrans im Maschinenraum. Es wurden Maßnahmen ergriffen, und der Vorfall hat sich nicht wiederholt.
  - Zwei Vorfälle (2014 und 2016) stehen im Zusammenhang mit Ausfällen von Druckschaltern[9] an verschiedenen Kälteanlagen, die zu Kältemittelverlusten führten. Diese beiden Vorfälle haben unterschiedliche Ursachen. Es wurden Maßnahmen ergriffen, und die Vorfälle haben sich nicht wiederholt.
  - Ein Vorfall (2015) betrifft den Verlust von Kältemittel an einer Kälteanlage eines Dienstleistungsgebäudes.
  - Ein Vorfall (2016) betrifft den Verlust von Kältemittel an drei Klimaanlagen infolge eines Ausfalls des Steuerungsprozesses für die Klimaanlagen.
  - 1 Vorfall (2017) im Zusammenhang mit einem Kältemittelverlust an einer Kälteanlage in einem Dienstleistungsgebäude. Der Vorfall hat sich nicht wiederholt.
  - 1 Vorfall (2017) im Zusammenhang mit intrinsischen Ursachen wie der Auflösung im Öl und dem Verlust von Kältemittel bei Umfüllvorgängen.
  - 2 Vorfälle (2018 und 2019) betreffen eine Überschreitung des gesetzlich festgelegten Grenzwerts für den jährlichen kumulierten Kältemittelverlust. Diese Verluste sind unter anderem auf bestimmte Umfüllvorgänge, geringfügige technische Leckagen oder die Beschädigung eines Kreislaufs einer Kältemaschine in einem Dienstleistungsgebäude zurückzuführen. Es wurden Maßnahmen ergriffen.
  - Ein Vorfall (2020) stand im Zusammenhang mit der Überschreitung des gesetzlich festgelegten Grenzwerts für den jährlichen kumulierten Kältemittelverlust. Die Verluste sind unter anderem auf bestimmte defekte Geräte, auf durch Vibrationen verursachte Befestigungsfehler an bestimmten Aggregaten sowie auf geringfügige technische Leckagen zurückzuführen.
  - 1 Vorfall (2021) im Zusammenhang mit der Überschreitung des gesetzlich festgelegten Grenzwerts für den kumulierten jährlichen Kältemittelverlust. Die Verluste sind unter anderem auf defekte Geräte oder Umfüllvorgänge zurückzuführen. Die Art der festgestellten Verluste stellt die im Jahr 2020 festgelegten Maßnahmen nicht in Frage. Die Korrekturmaßnahmen wurden durchgeführt.

[9] Ein Druckschalter ist eine Vorrichtung, die das Überschreiten eines vorgegebenen Druckwerts eines Mediums erfasst.

- 1 Vorfall (2022) betrifft eine Überschreitung des gesetzlich festgelegten Grenzwerts für den Kältemittelverlust. Die Verluste sind unter anderem auf defekte Geräte oder unsachgemäßen Umgang mit Kältemitteln zurückzuführen. Die Art der festgestellten Verluste stellt die im Jahr 2021 festgelegten Maßnahmen nicht in Frage. Die Korrekturmaßnahmen wurden durchgeführt.
- 1 Vorfall (2023) betrifft eine Überschreitung des gesetzlich festgelegten Grenzwerts für den jährlichen kumulierten Kältemittelverlust. Die Verluste sind auf geringfügige technische Leckagen und organisatorische Mängel zurückzuführen.

- **Nichteinhaltung einer behördlichen Vorschrift:** Dies betrifft 7 Vorfälle. Im Anschluss an jeden der unten aufgeführten Vorfälle wurden Maßnahmen ergriffen, um eine Wiederholung zu verhindern.
  - Ein Vorfall (2014) betrifft eine Überschreitung der zulässigen Menge an asbesthaltigen Abfällen auf dem Lagerplatz für sehr schwach radioaktive Abfälle (TFA). Es wurden Korrekturmaßnahmen ergriffen.
  - Ein Vorfall (2017) steht im Zusammenhang mit der Nichteinhaltung der Leistungsbeschreibung bezüglich der Wartung und der vorgeschriebenen Kontrollen der Klimaanlagen durch die für die Wartung dieser Anlagen zuständige Stelle. Es wurden Korrekturmaßnahmen ergriffen.
  - Ein Vorfall (2018) steht im Zusammenhang mit der Überschreitung der vorgeschriebenen Intervalle für die Kalibrierungskontrolle der Druckschalter.
  - 1 Vorfall (2018) betrifft die Überschreitung der Untersuchungsschwellenwerte (S1) hinsichtlich der chemischen Markierung von sechs Piezometern (Phosphat-Markierungen bei 4 Piezometern und NTK-Markierungen bei 2 Piezometern) aufgrund mangelnder Überwachung. Es wurden Korrekturmaßnahmen umgesetzt.
  - Ein Vorfall (2018) stand im Zusammenhang mit der Lagerung nicht erfasster Abfälle auf einem Außenbereich, der an das Gebäude für Verpackungshilfsmittel (BAC) angrenzt und nicht über die erforderlichen Genehmigungen für die Aufnahme dieser Abfälle verfügte. Es wurden Korrekturmaßnahmen ergriffen.
  - 1 Vorfall (2021) im Zusammenhang mit dem Verschwinden von Kupferabfällen, die für die TFA-Nuklearkreislauf-Verwertungslinie bestimmt waren. Die Kupferabfälle waren weder radioaktiv noch kontaminiert. Sie stellen daher kein Risiko für die Umwelt dar. Zu diesem Vorfall wurde Strafanzeige erstattet. Die Korrekturmaßnahmen wurden durchgeführt.
  - 1 Vorfall (2023) im Zusammenhang mit der Verwendung von mit Chemikalien versetztem Wasser zur Durchführung industrieller Reinigungsarbeiten.

- **Abfälle:** Es sind 7 Vorfälle betroffen. Nach jedem der unten aufgeführten Vorfälle wurden Maßnahmen ergriffen, um eine Wiederholung zu verhindern.
  - Ein Vorfall steht im Zusammenhang mit dem Nachweis von Abfällen mit Spuren von Radioaktivität in einem Container für konventionelle Abfälle beim Durchfahren des Fahrzeug-Scanners C3:
    - 1 Vorfall (2015) im Zusammenhang mit dem Vorhandensein eines Zurrgurts mit Spuren von Radioelementen in einem Container für konventionelle Abfälle. Es wurden Korrekturmaßnahmen ergriffen, und der Vorfall hat sich nicht wiederholt.
  - 4 Vorfälle betreffen Mängel bei der Handhabung von aus dem Betrieb genommenen radioaktiven Quellen:
    - 2 Vorfälle (2015 und 2017) betreffen die unsachgemäße Lagerung radioaktiver Quellen (Brandmelder). Diese Vorfälle sind auf organisatorische Mängel zurückzuführen und betreffen nicht dieselben Brandmelder.
    - Ein Vorfall (2015) stand im Zusammenhang mit dem Verlust einer in einem Brandmelder enthaltenen radioaktiven Quelle infolge von Abbrucharbeiten.

- 1 Vorfall (2021) betraf die Entdeckung von Brandmeldern, die radioaktive Quellen enthielten, die zwar nicht mehr in Betrieb waren, sich aber noch in der Anlage befanden. Die Melder wurden umgehend im Quellraum gelagert. Es wurden Korrekturmaßnahmen ergriffen.

- 2 Vorfälle betreffen den Transport radioaktiver Abfälle:

  Diese Ereignisse (die 2018 im Abstand von wenigen Tagen auftraten) betreffen eine Abweichung bei der Deklaration des Inhalts der vom Kernkraftwerk versandten Pakete. Es wurden Maßnahmen ergriffen, um eine Wiederholung dieser Ereignisse zu verhindern.

Das Management signifikanter Ereignisse ist in das Managementsystem des Kernkraftwerks Blayais integriert.

Ein wiederkehrendes Problem (Überschreitung der Höchstkonzentration an Schwebstoffen vor der Verdünnung bei der Einleitung aus einer Grube des Regenwassernetzes) wurde identifiziert und wirksam behoben, wodurch eine Wiederholung dieser Vorfälle verhindert wurde.

Zusammenfassend lässt sich sagen, dass die wesentlichen Ereignisse behandelt werden und die umgesetzten Maßnahmen wirksam sind.

Die 12 bedeutenden Umweltvorfälle im Zusammenhang mit der Flüssigkeitsrückhaltung werden in Teil 1 – Kapitel 1 – Abschnitt 3 – § 3.2.3 des vorliegenden Berichts dargestellt.

Analyse und Behandlung von Abweichungen vom INB-Erlass

Um den Begriff der Abweichung vom INB-Erlass zu verstehen, müssen die folgenden Definitionen aus Artikel 1.3 des INB-Erlasses vorgestellt werden:

- Für den Schutz wichtiges Element (EIP): *„Für den Schutz der in Artikel L. 593-1 des Umweltgesetzbuchs genannten Interessen (öffentliche Sicherheit, Gesundheit und Hygiene, Natur- und Umweltschutz) wichtiges Element, d. h. eine Struktur, eine Ausrüstung, System (geplant oder ungeplant), Material, Komponente oder Software, die in einer kerntechnischen Anlage vorhanden ist oder unter der Verantwortung des Betreibers steht und eine für den Nachweis gemäß Artikel L. 593-7 Absatz 2 des Umweltgesetzbuchs erforderliche Funktion erfüllt oder die Überprüfung dieser Funktion gewährleistet.“*

- Für den Schutz wichtige Tätigkeit (AIP): *„Tätigkeit, die für den Schutz der in Artikel L. 593-1 des Umweltgesetzbuchs genannten Interessen (öffentliche Sicherheit, Gesundheit und Hygiene, Natur- und Umweltschutz) von Bedeutung ist, d. h. eine Tätigkeit, die zu den in Artikel L. 593-7 Absatz 2 des Umweltgesetzbuchs genannten technischen oder organisatorischen Vorkehrungen beiträgt oder diese beeinträchtigen könnte. “*

- Definierte Anforderung: *„Anforderung, die einem für den Schutz wichtigen Element auferlegt wird, damit dieses mit den erwarteten Eigenschaften die in dem in Artikel L. 593-7 Absatz 2 des Umweltgesetzbuchs genannten Nachweis vorgesehenen Funktion erfüllt, oder die einer für den Schutz wichtigen Tätigkeit auferlegt wird, damit diese ihren Zielen im Hinblick auf diesen Nachweis gerecht wird.“*

- Abweichung: *„Nichteinhaltung einer definierten Anforderung oder Nichteinhaltung einer vom integrierten Managementsystem[10] des Betreibers festgelegten Anforderung, die die in Artikel L. 593-7 Absatz 2 des Umweltgesetzbuchs genannten Bestimmungen beeinträchtigen könnte.“*

[10] Die Verordnung „Événement 2016-128“ vom 10. Februar 2016 über verschiedene Bestimmungen im Nuklearbereich präzisiert in Artikel 26 die Änderung der Terminologie: Das „integrierte Managementsystem“ wird zum „integrierten Verwaltungssystem“.

Das Kernkraftwerk Blayais verfügt als Betreiber einer Anlage zur Behandlung radioaktiver Abfälle (INB) über ein integriertes Managementsystem[11] (SGI), das die Berücksichtigung der Anforderungen hinsichtlich des Schutzes der in Artikel L. 593-1 des Umweltgesetzbuchs genannten Interessen sowie der Listen der EIP und AIP gewährleistet.

Abweichungen, die nach den von der ASN festgelegten Kriterien von erheblicher Bedeutung sind, werden als bedeutendes Ereignis gemeldet.

Die vom Kernkraftwerk Blayais seit Inkrafttreten des INB-Erlasses am 1. Juli 2013 gemeldeten wesentlichen Ereignisse wurden einer Analyse unterzogen, um diejenigen zu identifizieren, die auf eine Abweichung aufgrund der Nichteinhaltung einer für eine AIP oder eine EIP festgelegten Anforderung zurückzuführen sind, sowie diejenigen, die auf eine Abweichung aufgrund der Nichteinhaltungeiner vom SGI festgelegten Anforderung.

So ist unter den analysierten bedeutenden Ereignissen kein einziges Ereignis zu verzeichnen, das:

- auf die Nichteinhaltung einer für ein EIP festgelegten Anforderung;
- auf die Nichteinhaltung einer für eine AIP festgelegten Anforderung;
- auf die Nichteinhaltung einer vom SGI festgelegten Anforderung.

Zusammenfassend lässt sich feststellen, dass kein Ereignis eine Abweichung im Sinne des INB-Erlasses darstellt.

1.2.2 Übereinstimmung der EIPi mit den für sie festgelegten Anforderungen

Die für den Schutz der Interessen vor Beeinträchtigungen wichtigen Elemente (EIPi) und die damit verbundenen festgelegten Anforderungen sind seit dem 1. Juli 2013, dem Datum des Inkrafttretens des INB-Erlasses, im Kernkraftwerk Blayais festgelegt und referenziert.

Im Rahmen der kontinuierlichen Verbesserung unterhält EDF ein den Herausforderungen angemessenes System, um die von seinen Anlagen ausgehenden Beeinträchtigungen für die geschützten Interessen zu kontrollieren.

So hat EDF seit 2016 Faktoren identifiziert, die zur Umweltleistung beitragen. Dabei handelt es sich um technische Maßnahmen, die ein optimiertes Management der Beeinträchtigungen ermöglichen (Beispiele: Recycling- und Aufbereitungsanlagen).

Unter diesen Elementen hat EDF neue EIPi im Sinne der Vorschriften identifiziert. Diese neuen Elemente sind seit 2016 auf Ebene des Kernkraftwerks integriert.

Die EIPi des Kernkraftwerks Blayais sind:

- Für die Einleitung radioaktiver und chemischer Abwässer:
  - Anlagen zur Einleitungssteuerung:
    - Einleitungsventile;
    - Sensoren zur kontinuierlichen Überwachung (Durchfluss, pH-Wert, Aktivität).
- Für die Ableitung von Abgasen:
  - Ventile zur Durchführung abgestimmter Ableitungen;
  - Komponenten zur Gewährleistung der Wirksamkeit der Abwasserbehandlung;
  - Sensoren zur kontinuierlichen Überwachung der Ableitungen.
- Für den Abtransport konventioneller Abfälle aus dem Kernkraftwerk: die C3-Kontrollportale für Fahrzeuge.

[11] Früher: Integriertes Managementsystem (SMI).

Für ein EIPi ist eine definierte Anforderung eine Anforderung, die diesem EIPi zugewiesen wird, damit es mit den erwarteten Eigenschaften die im Nachweis zum Schutz der Interessen vorgesehene Funktion erfüllt. Seine ordnungsgemäße Funktion wird mindestens bei jeder Nutzung oder jeder durchgeführten Einleitung zusätzlich zu den Überprüfungen bei den regelmäßigen Tests überprüft. Bei Nichtverfügbarkeit eines EIPi gewährleistet die Anwendung der festgelegten Verhaltensregel die Aufrechterhaltung der Funktion des EIPi oder die Beendigung der Auswirkungen oder Beeinträchtigungen. Der Nachweis des Schutzes der Interessen wird somit nicht beeinträchtigt und führt nicht zu einer Abweichung vom INB-Erlass. Umgekehrt gilt die Nichteinhaltung eines festgelegten Vorgehens für ein EIPi als Abweichung vom INB-Erlass.

Es ist zu beachten, dass die Nichtverfügbarkeit des EIPi einen Notbetrieb darstellt, dessen Akzeptanz je nach den Risiken für die geschützten Interessen zeitlich begrenzt ist. In diesem Zusammenhang wird die Nichtverfügbarkeit des EIPi über ein Tool zur Erfassung von Störungsmeldungen erfasst, und die Reparaturfristen sind mit den Risiken vereinbar und stehen in einem angemessenen Verhältnis zu diesen.

Wie in § I-1.2.1 beschrieben, wurden die seit Inkrafttreten des INB-Erlasses gemeldeten wesentlichen Ereignisse einer Analyse unterzogen, um diejenigen zu identifizieren, die eine Abweichung von diesem Erlass darstellen.

So gab es unter den analysierten wesentlichen Ereignissen keine Abweichung, die auf die Nichteinhaltung einer für eine EIPi festgelegten Anforderung zurückzuführen war.

Die Einhaltung der festgelegten Anforderungen stützt sich zudem auf vorbeugende Maßnahmen zur Überwachung und Wartung der EIPi (Beispiele: Wartungs-, Kontroll- und regelmäßige Prüfprogramme).

Die Überprüfung der Übereinstimmung dieser Maßnahmen mit den festgelegten Anforderungen für die EIPi des Reaktors Nr. 3 sowie für die gemeinsamen EIPi der Reaktoren Nr. 3 und 4 des Kernkraftwerks Blayais bestand darin, sicherzustellen, dass:

- die Maßnahmen zur Wartung, Kontrolle und Prüfung tatsächlich innerhalb der vorgesehenen Fristen geplant sind;
- diese Maßnahmen vor Ort tatsächlich durchgeführt wurden;
- die Ergebnisse dieser Maßnahmen zufriedenstellend sind.

Es ist anzumerken, dass diese Anlagen im Normalbetrieb wiederholt beansprucht werden und von vorbeugenden Überwachungs- und Wartungsmaßnahmen profitieren; daher erscheint es nicht notwendig, im Rahmen der Überprüfung zusätzliche Kontrollen durchzuführen. Je nach den Ergebnissen der im Rahmen der Überprüfung durchgeführten Analysen kann jedoch bei Bedarf eine eingehendere Überprüfung vorgenommen werden.

Das Ergebnis des an den Bauwerken durchgeführten Kontrollprogramms wird im Abschnitt „Risiken“ dargestellt (siehe Abschnitt 1 – Kapitel 1 – Unterabschnitt 1). Dies entspricht teilweise der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [INC-A].

Die im Rahmen der periodischen Überprüfung im ersten Halbjahr 2024 durchgeführten Kontrollen zeigen, dass alle vorgesehenen Instandhaltungs-, Kontroll- und Prüfmaßnahmen geplant und vor Ort durchgeführt wurden.

Die Ergebnisse sind durchweg zufriedenstellend, und es sind keine zusätzlichen Überprüfungen erforderlich.

Die Organisation des Kernkraftwerks ermöglicht es ihm, die festgelegten Anforderungen in Bezug auf die EIPi sowie die damit verbundenen Bestimmungen zur Wartung und Überwachung vor Ort einzuhalten.

1.2.3 Zusätzliche Kontrollen an den Anlagen zur Abwasserbehandlung und zur Abfallkonditionierung

In Anwendung der Vorschrift [INC-A] des Beschlusses Nr. 2021-DC-0706 der französischen Atomaufsichtsbehörde (ASN) vom 23. Februar 2021, der von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4. RP 900 erlassen wurde, legt EDF die Ergebnisse der Kontrollen vor, die an den nicht zu den EIPi gehörenden Anlagen durchgeführt wurden, die an der Abwasseraufbereitung und der Abfallkonditionierung beteiligt sind.

Alle identifizierten Anlagen wurden überprüft, um die durchgeführten Wartungs- oder Kontrollmaßnahmen zu verifizieren. Bei diesen Maßnahmen stellt sich die Konformitätsverteilung wie folgt dar:

- In 71 % der Fälle (22 betroffene Anlagen) sind die Ergebnisse der zuletzt an den Anlagen durchgeführten Kontroll- oder Wartungsmaßnahmen zufriedenstellend;
- in 13 % der Fälle (4 betroffene Anlagen) war aufgrund einer bei einer Kontrolle oder Wartung festgestellten Störung eine Instandsetzung erforderlich. Es wurden keine Abweichungen festgestellt:
- In 16 % der Fälle (5 betroffene Anlagen) ist keine vorbeugende Wartung an der Anlage vorgesehen. 3 Anlagen wurden auf Antrag hin instand gesetzt. Es wurden keine Abweichungen festgestellt.

Die Ergebnisse der Kontrollen und Wartungsarbeiten sowie die Auswertung der gewonnenen Erfahrungen und der im Kernkraftwerk Le Blayais beobachteten Störungen lassen uns zu dem Schluss kommen, dass die Kontroll- und Wartungsprogramme, denen die Anlagen unterliegen, derzeit ausreichend sind.

1.2.4 Bewältigung der Nachteile zum Schutz der Interessen

Dieser Abschnitt gibt einen Überblick über die Bilanz der letzten zehn Jahre hinsichtlich der Beherrschung der negativen Auswirkungen durch das Kernkraftwerk Blayais, die erzielten Verbesserungen bei der Beherrschung der Auswirkungen auf Umwelt und Gesundheit sowie die im Rahmen des kontinuierlichen Verbesserungsprozesses ergriffenen Maßnahmen.

1.2.4.1 Bilanz der Wasserentnahmen und des Wasserverbrauchs

Für den Betrieb seiner Anlagen ist das Kernkraftwerk Blayais berechtigt, Wasser aus folgenden Gewässern zu entnehmen:

- der Gironde-Mündung (Brackwasser), das in einem offenen Kreislauf zur Kühlung der Kondensatoren der Dampfturbinen jedes Reaktors, des Not-Rohwasserkreislaufs (SEC) und der Waschanlagen für die Filtertrommeln verwendet wird;
- die Isle (Süßwasser) zur Erzeugung von Brauchwasser und demineralisiertem Wasser, das für den Betrieb der Primär- und Sekundärkreisläufe, zur Nachspeisung der Kühlkreisläufe des industriellen Prozesses sowie zur Versorgung der Rohrleitungsnetze für die Brandbekämpfung benötigt wird;
- Grundwasser aus dem Oberkreide-Grundwasserleiter (Süßwasser) wird ausschließlich dann genutzt, wenn die Versorgung mit Wasser aus der Isle nicht möglich ist oder aus Sicherheitsgründen erforderlich ist. Ab 2023 wird das Wasser aus dem Oberkreide-Grundwasserleiter für die Arbeiten an den Brunnen der Notwasserversorgungsanlage verwendet.

Ergänzend versorgt die Société d'aménagement urbain et rural (Saur) das Kernkraftwerk für den normalen Bedarf (Verpflegung, Trinkbrunnen, Sanitäranlagen, Reinigung) mit Trinkwasser.

Die nachstehende Tabelle 3 zeigt die Entwicklung der Wasserentnahmen und des Wasserverbrauchs des Kernkraftwerks Blayais von 2014 bis 2023.

Tabelle 3: Wasserentnahmen und -verbrauch des Kernkraftwerks Blayais von 2014 bis 2023 (Brackwasser, Süßwasser und Trinkwasser)

Jahr	Gironde-Mündung	L'Isle	Grundwasser aus der Oberkreide	Trinkwasser
	Entnommene und zurückgeleitete Mengen (in Tausend m³)	Verbrauchte Mengen (in Tausend m³)	Verbrauchte Mengen (in m³)	Verbrauchte Mengen (in m³)
2014	4.720.309	687	4.400	43.141
2015	4.341.758	664	21.600	42.091
2016	5.112.815	729	4.300	35.134
2017	4.935.716	727	2.500	44.919
2018	4.915.040	672	18.900	32.633
2019	5.037.873	751	4.013	31.931
2020	4.697.718	756	17.239	29.662
2021	4.920.868	743	6.318	33.478
2022	4.700.255	691	10.271	60.951
2023	4.043.443	657	4.867	58.818
Durchschnitt	**4.835.262**	**708**	**9.441**	**41.276**

Zwischen 2014 und 2023 hat das Kernkraftwerk für den Betrieb der vier Reaktoren mit einer Leistung von jeweils 900 MW durchschnittlich 4.835.262 Tausend m³ Wasser pro Jahr entnommen und an der Einleitungsstelle in die Gironde-Mündung wieder eingeleitet. Die Werte blieben über den Zeitraum hinweg stabil, und die beobachteten leichten Schwankungen hängen im Wesentlichen mit der Anzahl der Tage zusammen, an denen die Reaktoren in Betrieb waren. So lässt sich beispielsweise der Anstieg der entnommenen Wassermengen im Jahr 2016 durch die im Vergleich zu den Vorjahren längere Betriebsdauer im Jahr 2016 erklären (Stillstände wegen Wartungsarbeiten im Rahmen der zehnjährigen Inspektionen in den Jahren 2014 und 2015).

Die Entnahme von Süßoberflächenwasser (Wasser aus der Isle) beträgt zwischen 2014 und 2023 durchschnittlich 708.000 m³ Wasser pro Jahr. Die Entnahmen bleiben in diesem Zeitraum stabil.

Die Entnahme aus dem Grundwasserleiter der Oberkreide beträgt zwischen 2014 und 2023 durchschnittlich 9.441 m³ Wasser pro Jahr.

Die Jahre, in denen die Entnahmen am höchsten waren, sind:

- 2015 und 2018: Durchführung von Pumpversuchen zur Deckung des Wasserbedarfs für die Arbeiten nach dem Reaktorunfall von Fukushima sowie Pumpvorgänge während der Niedrigwasserperiode an der Isle.
- Im Jahr 2020: Wasserentnahme zur Durchführung mehrtägiger Tests zur Nutzung von Bohrungen im Vorfeld von Arbeiten am Dekantierbecken der Anlage zur Herstellung von entmineralisiertem Wasser, die eine Unterbrechung der Wasserversorgung aus der Isle erfordern.

Zu beachten ist außerdem ein geringer Verbrauch im Jahr 2017 infolge einer Verringerung der Testmaßnahmen an den Bohrungen.

Der Trinkwasserverbrauch lag im Untersuchungszeitraum im Durchschnitt bei 41.276 m³ pro Jahr. Ab 2013 war in diesem Zeitraum ein Rückgang des Trinkwasserverbrauchs zu beobachten, mit Ausnahme der Jahre 2022 und 2023, in denen es zu Leckagen im Trinkwassernetz kam. Das Kernkraftwerk Blayais ist bestrebt, die Wasserressourcen durch die Umsetzung einer Politik zur Reduzierung des Trinkwasserverbrauchs und die Einführung einer monatlichen Überwachung zu schonen. Es ist außerdem anzumerken, dass die Schwankungen der verbrauchten Wassermengen mit der Anzahl der im Kernkraftwerk anwesenden Personen und mit Reinigungsarbeiten in den Industriegebäuden zusammenhängen.

Ergriffene Maßnahmen

Der Einsatz mobiler Kläranlagen auf dem Gelände trägt dazu bei, die Nachspeisungen und Ableitungen von entmineralisiertem Wasser aus dem Sekundärkreislauf zu reduzieren und somit die für den industriellen Verbrauch entnommene Wassermenge zu verringern.

Eine mobile Kläranlage besteht aus einer Vorfilterung, einem Harzbehälter vom Typ „Mischbett“ und einer Nachfilterung (Harzfalle). Sie ist über eine dauerhafte Vorrichtung an den Sekundärkreislauf angeschlossen.

Der Einsatz mobiler Kläranlagen ermöglicht es, die Wasserqualität des Sekundärkreislaufs bei Reaktor-Neustarts zu verbessern und die Lebensdauer dieses Kreislaufs zu verlängern. Zudem lässt sich dadurch die Menge an SER-Wasser (demineralisiert und aufbereitet), die bei Neustarts verbraucht wird, deutlich reduzieren. Durch eine kürzere Wiederanlaufzeit erhöht sie die Verfügbarkeit der Anlagen und verringert die Menge des in dieser Phase eingeleiteten Abwassers.

Die mobilen Kläranlagen werden seit 2003 im Kernkraftwerk Le Blayais eingesetzt.

1.2.4.2 Bilanz der Abwasserableitungen

1.2.4.2.1 Bilanz der Einleitung radioaktiver Abwässer

Die von einem Kernreaktor erzeugte Energie stammt aus der Kernspaltung. Im Reaktor entstehen radioaktive Stoffe (Radionuklide), von denen nur ein winziger Teil in den Abwässern zu finden ist. Die Abwässer werden anschließend behandelt und/oder zwischengelagert, bevor sie unter Einhaltung der gesetzlichen Vorschriften in flüssiger Form oder in die Atmosphäre eingeleitet werden.

Die fünf Kategorien der freigesetzten Radionuklide sind: Kohlenstoff-14, Tritium, Edelgase, Jodverbindungen und sonstige Spalt- oder Aktivierungsprodukte, die Beta- oder Gammastrahlung emittieren („sonstige SP/AP“).

Die Freisetzung radioaktiver Abfälle in die Atmosphäre erfolgt über die Schornsteine der Gebäude für nukleare Hilfsanlagen (BAN). Die Einleitung radioaktiver Flüssigabfälle erfolgt in die Gironde nach einer Vorverdünnung in der Einleitungsanlage des Kernkraftwerks (CNPE).

Unabhängig vom Ableitungsweg werden die anfallenden atmosphärischen oder flüssigen Abfälle selektiv gesammelt, bevor sie den entsprechenden Aufbereitungssystemen zugeführt werden.

Kohlenstoff-14

Kohlenstoff-14 entsteht im Wesentlichen durch Neutronenaktivierung von im Wasser des Primärkreislaufs gelöstem Sauerstoff-17 und Stickstoff-14 sowie von im Brennstoff vorhandenem Sauerstoff-17.

Kohlenstoff-14 in flüssiger Form wird hauptsächlich über Filter und Harze oder in den Konzentraten des Verdampfungssystems zur Abwasserbehandlung zurückgehalten. Folglich gelangt nur ein geringer Teil des ursprünglich in den Kreisläufen in flüssiger Form vorhandenen Kohlenstoff-14 in die flüssigen Ableitungen.

Kohlenstoff-14 in gasförmiger Form stammt hauptsächlich aus der Entgasung der flüssigen Abwässer aus dem Primärkreislauf. Die Freisetzungen von Kohlenstoff-14 in die Atmosphäre stellen im Vergleich zum flüssigen Weg den vorherrschenden Freisetzungsweg dar.

Die jährliche freigesetzte Kohlenstoff-14-Aktivität des Kernkraftwerks Blayais im Zeitraum 2014–2023 beträgt im Durchschnitt 744 GBq/Jahr über die Luft und 48,1 GBq/Jahr über den flüssigen Weg.

Diese Werte für die Kohlenstoff-14-Emissionen wurden für den Zeitraum 2011–2015 berechnet und ab 2016 gemessen. Tatsächlich hat EDF Maßnahmen ergriffen, um die Zuverlässigkeit der Probenahme und der Messung von Kohlenstoff-14 in den flüssigen und atmosphärischen Ableitungen nachzuweisen. Somit wird die Bilanz der Kohlenstoff-14-Ableitungen auf der Grundlage der seit dem 1. Januar 2016 in den flüssigen und atmosphärischen Ableitungen gemessenen Aktivitäten erstellt.

Tritium

Tritium entsteht durch Kernspaltung in den Brennstäben sowie durch neutronische Aktivierung von Bor-10 und Lithium-6 über die chemischen Substanzen, die zur Aufbereitung des Wassers im Primärkreislauf zugesetzt werden.

Die Tritiumproduktion, ein charakteristisches Merkmal von Druckwasserreaktoren, wird kontrolliert durch:

- die Ummantelung aus einer Zirkoniumlegierung, die es ermöglicht, nahezu das gesamte durch Kernspaltung in den Brennstäben erzeugte Tritium einzuschließen;
- dem Einsatz von mit Lithium-7 angereichertem Lithium, um die Tritiumbildung im Wasser des Primärkreislaufs durch Neutronenaktivierung von Lithium-6 zu verringern.

Derzeit gibt es kein technisch und wirtschaftlich tragfähiges industrielles Verfahren, mit dem das in den Abwässern enthaltene Tritium in den in den Anlagen vorkommenden Konzentrationen entfernt werden könnte. Aufgrund des Fehlens industrieller Aufbereitungsverfahren und seiner geringen Radiotoxizität (niedrigenergetischer Beta-Strahler) wird das Tritium vollständig in die Umwelt freigesetzt, wobei der flüssige Weg bevorzugt wird, da er geringere dosimetrische Auswirkungen hat.

Die beobachteten Schwankungen bei den flüssigen Ableitungen spiegeln die von den vier Reaktoren erzeugte elektrische Leistung sowie die Verringerung der Tritiumkonzentrationen wider, die entsprechend den in den Kreisläufen vorhandenen Mengen erfolgt. Im Durchschnitt des betrachteten Zeitraums liegt die in die flüssigen Abwässer des Kernkraftwerks Blayais abgeleitete Tritiumaktivität bei etwa 10.500 GBq pro Jahr und Reaktor.

Die Tritiumfreisetzungen in die Atmosphäre sind hauptsächlich auf die Verdunstung von tritiumhaltigem Wasser aus den Becken der Brennelement- und Reaktorgebäude während der Reaktorstillstände zurückzuführen. Um diese Freisetzungen in die Atmosphäre zu begrenzen, führen die Kernkraftwerke vor dem Öffnen des Reaktorbehälters eine „Entkonzentrierung“ des Tritiums aus dem Wasser des Primärkreislaufs durch.

Die Absaugung durch die Belüftung der Decken von Behältern, die tritiumhaltige Abwässer enthalten, insbesondere der Zwischenbehälter zur Primärabwasseraufbereitung (TEP), trägt zur Freisetzung von Tritium in die Atmosphäre bei, allerdings nur in geringem Umfang. Tatsächlich verhindert bei den 900-MWe-Reaktoren ein „Atemventil“ in der Entlüftungsleitung, das einen Luftaustausch in den Behältern außerhalb der Entleerungs- und Befüllungsphasen verhindert.

Das Kernkraftwerk Blayais hat verschiedene Optimierungsmaßnahmen im Zusammenhang mit der Entsorgung tritiumhaltiger Abwässer durchgeführt:

- Verbesserung der Messung der Tritiumemissionen in die Atmosphäre durch die Installation neuer Tritium-Probenahmesysteme (gekühlte Sprudler) an den Kaminen der BAN: Diese Verbesserung der Messung von gasförmigem Tritium ermöglicht eine genauere Erfassung der Emissionen. Diese neuen Tritium-Probenahmesysteme wurden 2009 im Kernkraftwerk Blayais installiert.
- Anwendung der seit 2008 geltenden Tritium-Richtlinie, die festgelegt wurde, um allgemeine Regeln für einen ordnungsgemäßen Umgang mit Tritium zu definieren.

- All diese Maßnahmen erklären den rückläufigen Trend der Tritiumaktivität, die von den vier Reaktoren des Kernkraftwerks Blayais in die Atmosphäre freigesetzt wird, wie in Abbildung 3 für den Zeitraum 2014–2023 dargestellt.

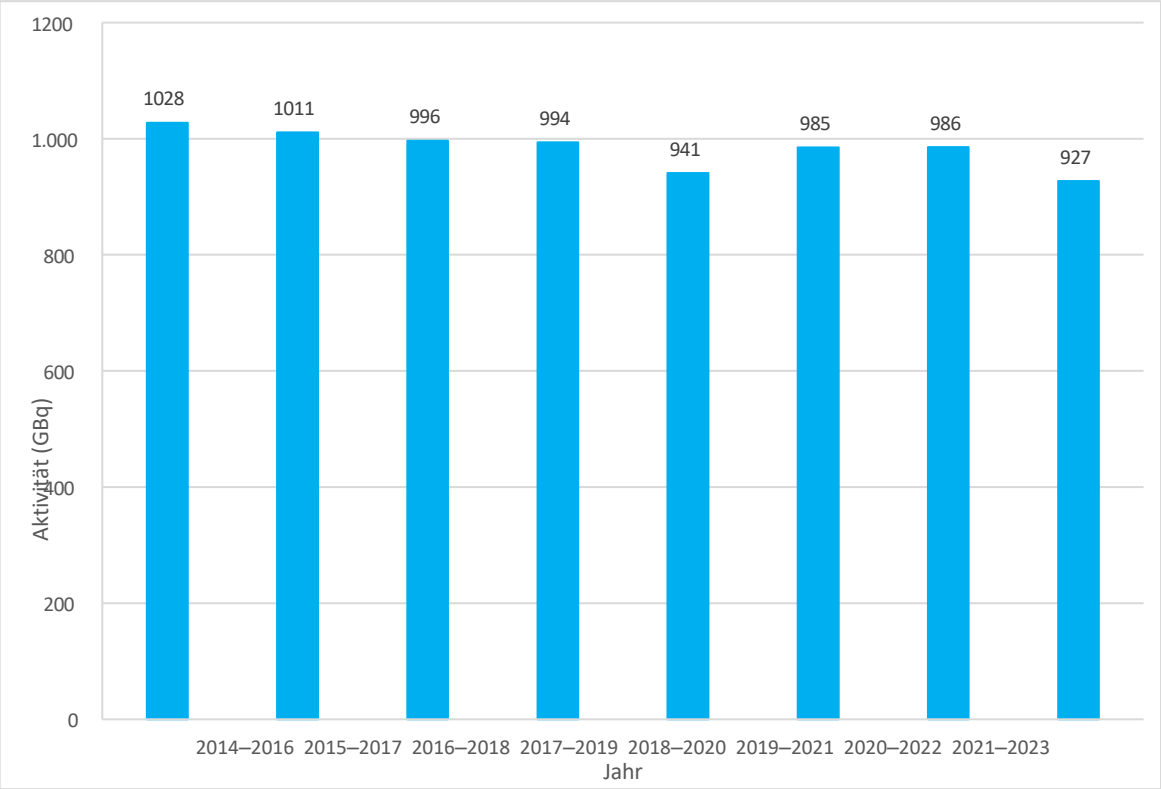


Abbildung 3: In die Atmosphäre freigesetzte Tritiumaktivität, gleitender 3-Jahres-Durchschnitt im Zeitraum 2014–2023, Kernkraftwerk Blayais (GBq/Jahr)

Ergriffene Maßnahmen

Die dosimetrischen Auswirkungen der Tritiumfreisetzungen aus Kernkraftwerken hängen von der physikalisch-chemischen Form ab, in der das Tritium freigesetzt wird: tritiumhaltiges Wasser oder Wasserdampf, tritiumhaltiges Wasserstoff oder an organische Moleküle gebundenes Tritium.

Sowohl in Frankreich als auch international ist nachgewiesen, dass das in den atmosphärischen Emissionen von REP-Reaktoren freigesetzte Tritium überwiegend in Form von tritiiertem Wasserdampf vorliegt[12,13]. In den flüssigen Abfällen dieser Reaktoren liegt das Tritium überwiegend in Form von tritiiertem Wasser vor.

EDF hat in Zusammenarbeit mit einem Universitätslabor eine Messmethode entwickelt, mit der sich die verschiedenen in den flüssigen Abfällen vorhandenen organischen Formen trennen lassen, Tritiummessungen mittels Szintillation mit geringem Hintergrundrauschen durchgeführt werden können und somit potenziell tritiumhaltige organische Formen identifiziert werden können. Die erzielten Ergebnisse lassen kein Vorhandensein tritiumhaltiger organischer Formen in den eingeleiteten Abfällen erkennen.

[12] Tritium in der Umwelt – Zusammenfassung des Wissensstands, IRSN-DEI-Bericht 2009-05.

[13] Weißbuch zum Tritium – Arbeitsgruppen unter der Schirmherrschaft der ASN von Mai 2008 bis April 2010.

Edelgase

Die in den in die Atmosphäre freigesetzten radioaktiven Abgasen enthaltenen Edelgase sind überwiegend Spaltprodukte. Die wichtigsten bei der Spaltungsreaktion entstehenden Edelgase sind Xenon-133, Xenon-135, Krypton-85 und Xenon-131m. Sie bleiben größtenteils in der Brennstoffhülle eingeschlossen. Eine geringe Menge kann jedoch bei Undichtigkeiten der Brennstoffhülle in das Wasser des Primärkreislaufs gelangen und so in die Abwässer gelangen. Es können auch Aktivierungsprodukte wie Argon-41 vorkommen. Die in den Lagerbehältern gesammelten Abwässer werden mindestens 30 Tage lang durch radioaktiven Zerfall behandelt – dies ist die vorgeschriebene Frist, damit die Radioaktivität vor der Einleitung ausreichend abklingen kann.

Abbildung 4 zeigt die jährliche Aktivität der in die Atmosphäre freigesetzten Edelgase durch das Kernkraftwerk Blayais im Zeitraum 2014–2023.

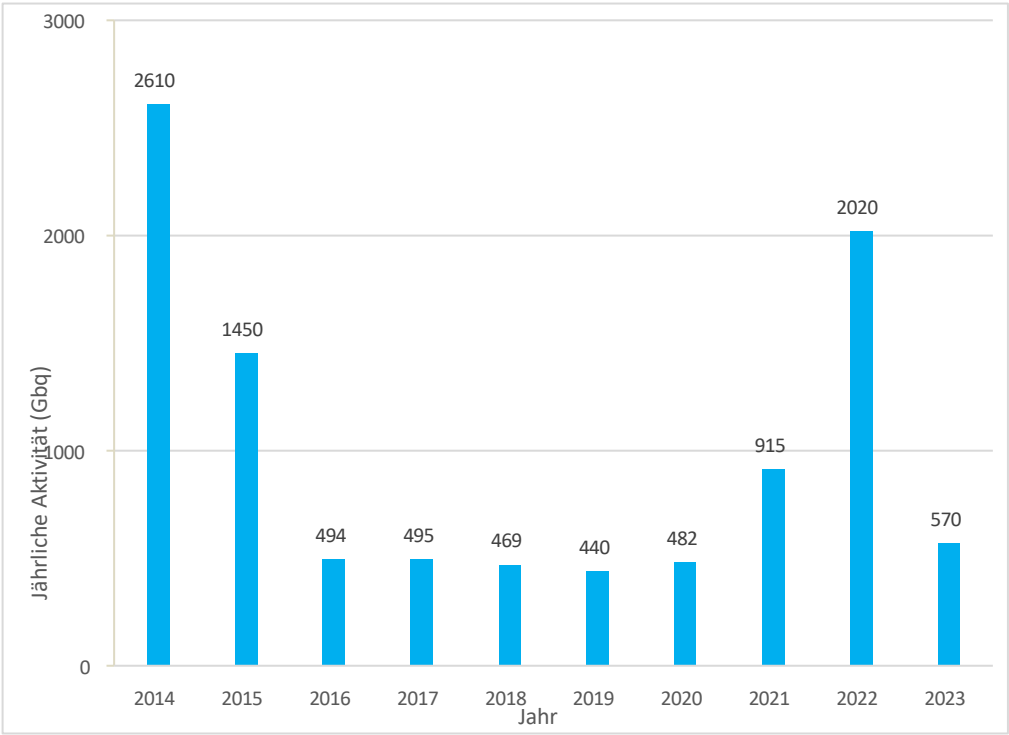


Abbildung 4: In die Atmosphäre freigesetzte Aktivität in Form von Edelgasen aus dem Kernkraftwerk Blayais im Zeitraum 2014–2023 (GBq/Jahr)

Die in Edelgasen freigesetzte Aktivität beträgt im Zeitraum 2014–2023 durchschnittlich 995 GBq pro Jahr.

Die Schwankungen der freigesetzten Aktivität in Edelgasen von Jahr zu Jahr hängen hauptsächlich vom Dichtheitszustand der Brennstoffhüllen ab. Bei Brennstoffwechseln werden defekte Brennelemente systematisch ausgetauscht.

Die in den Jahren 2014 und 2015 freigesetzten Aktivitäten in Edelgasen stehen im Zusammenhang mit der Dichtheit der Brennstoffhüllen von Reaktor Nr. 2. Die im Jahr 2022 freigesetzte Aktivität in Edelgasen steht im Zusammenhang mit der Dichtheit der Brennstoffhüllen von Reaktor Nr. 1. Die betroffenen Elemente wurden beim nächsten Brennelementwechsel ausgetauscht.

Die beobachteten geringen Emissionswerte wurden durch eine Reihe von Maßnahmen erreicht, darunter insbesondere:

- Maßnahmen zur Verbesserung der Dichtheit der Brennstoffhüllen;
- Maßnahmen zur Verbesserung der Dichtheit der Kreisläufe, in denen radioaktive Gase transportiert werden;

- der Möglichkeit, die Aktivität kurzlebiger Radionuklide länger abklingen zu lassen, indem die Entsorgung der Brennelemente aufgeschoben wurde;
- Verbesserungen bei der Überwachung und dem Austausch defekter Brennelemente.

Jod

Das in den radioaktiven Abwässern des Kernkraftwerks (hauptsächlich Jod-131 und Jod-133) enthaltene Jod ist ein Spaltprodukt, das im Brennstoff durch die Spaltung von Uran- oder Plutoniumatomen entsteht. Es verbleibt zum größten Teil in der Brennstoffhülle eingeschlossen. Eine geringe Menge kann jedoch bei Undichtigkeiten der Brennstoffhülle in das Wasser des Primärkreislaufs gelangen und anschließend in die Abwässer gelangen.

Die in den flüssigen radioaktiven Abwässern enthaltenen Iodverbindungen werden durch die Abwasseraufbereitungssysteme (Filtration, Entmineralisierung mit Harzen, Trennung durch Verdampfung) wirksam zurückgehalten. Iod-131 und Iod-133 haben kurze Halbwertszeiten (8 Tage bzw. 21 Stunden) und zerfallen daher schnell.

Das in den atmosphärischen radioaktiven Abgasen enthaltene Jod wird durch radioaktiven Zerfall in den Lagerbehältern abgebaut und/oder durch den Durchlauf durch Jodfallen (Aktivkohle) zurückgehalten.

Die Schwankungen der Jodfreisetzungen von Jahr zu Jahr hängen hauptsächlich von der Dichtheit der Brennstoffhüllen des laufenden oder eines vorherigen Zyklus (Restgehalt) sowie von der Wirksamkeit der Aufbereitungssysteme ab.

Abbildung 5 zeigt die jährliche Iodaktivität, die vom Kernkraftwerk Blayais im Zeitraum 2014–2023 in die Atmosphäre freigesetzt wurde. Die in diesem Zeitraum freigesetzten Iodaktivitäten sind gering und liegen im Durchschnitt bei 0,038 Gbq/Jahr.

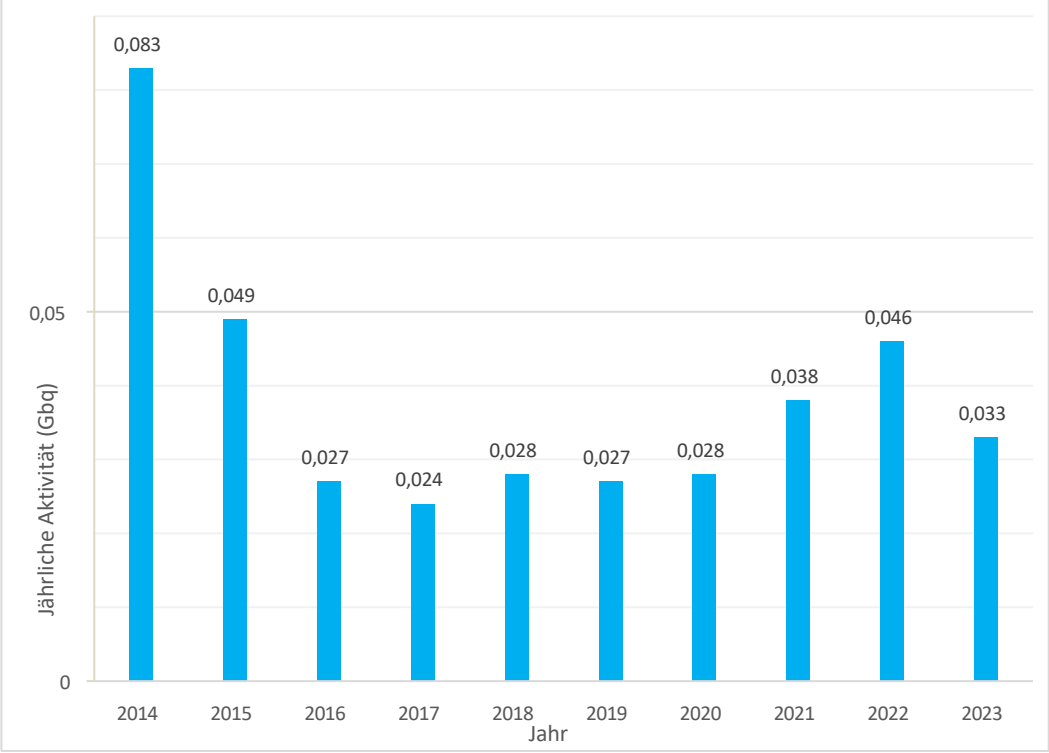


Abbildung 5: In die Atmosphäre freigesetzte Jodaktivität des Kernkraftwerks Blayais im Zeitraum 2014–2023 (GBq/Jahr)

Die im Jahr 2014 festgestellte Aktivität steht im Zusammenhang mit der Dichtheit der Brennstoffhüllen von Reaktor Nr. 2. Die betroffenen Brennelemente wurden bei der folgenden Brennelementwechselaktion ausgetauscht.

Die Iodfreisetzungen in flüssiger Form sind in der nachstehenden Abbildung 6 dargestellt:

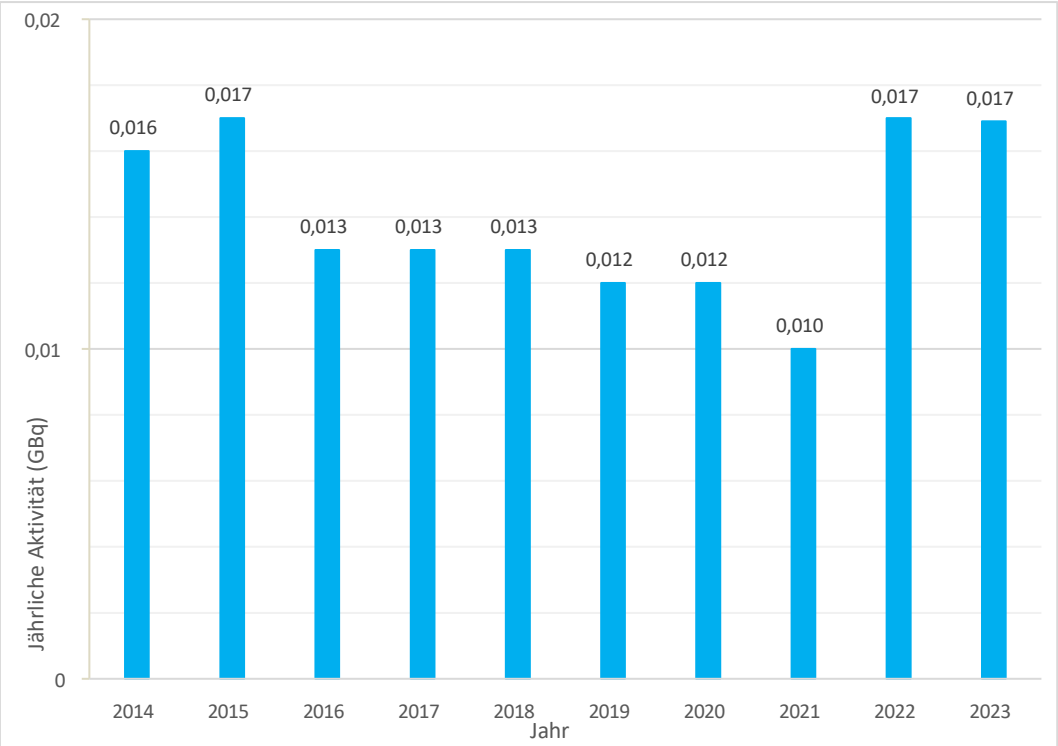


Abbildung 6: In den Abwässern des Kernkraftwerks Blayais im Zeitraum 2014–2023 freigesetzte Jodaktivität (GBq/Jahr)

Die über flüssige Abfälle im Berichtszeitraum eingeleitete Jodaktivität ist gering und beträgt im Durchschnitt 0,014 GBq pro Jahr.

Ergriffene Maßnahmen

Um die Konformität der Lüftungssysteme hinsichtlich der Einhaltung der Sicherheitskriterien gemäß den Vorgaben der 4. Zehnjahresinspektion (VD4) für Jodfreisetzungen zu gewährleisten, setzt EDF zusätzlich die Änderung PNPP1945 „Belüftung von Jodräumen“ um, die darin besteht, die identifizierten Räume an eine Absauganlage mit Jodfilter anzuschließen. Diese Änderung ist Teil des Umfangs der Phase B des 4. RP 900 und wird am Reaktor Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais im Einklang mit dem Zeitplan für deren Umsetzung integriert.

Sonstige Beta- oder Gamma-emittierende Spalt- oder Aktivierungsprodukte („sonstige PF/PA“)

Neben den bereits zuvor genannten Radionukliden lassen sich die im Prozess vorhandenen radioaktiven Stoffe in zwei Kategorien einteilen:

- Spaltprodukte (SP), die im Brennstoff durch die Spaltung von Uran- oder Plutoniumatomen entstehen. Bei diesen Spaltprodukten handelt es sich um Radionuklide wie Cäsium-134 und Cäsium-137, die fast vollständig im Brennstoff eingeschlossen bleiben. Eine geringe Menge kann jedoch bei Undichtigkeiten der Brennstoffhülle in das Wasser des Primärkreislaufs gelangen und anschließend in den Abwässern wiederzufinden sein;

- Aktivierungsprodukte (AP), die außerhalb des Brennstoffs durch die Einwirkung von Spaltneutronen auf die dem Neutronenfluss ausgesetzten Komponenten (Reaktorbehälter, Rohrleitungen, Steuerstäbe) sowie auf die im Wasser des Primärkreislaufs enthaltenen chemischen Elemente wie Bor, Lithium und die von den mit dem Primärmedium in Kontakt stehenden Oberflächen freigesetzten Korrosionsprodukte entstehen. Zu den Aktivierungsprodukten zählen insbesondere die Kobaltisotope 58 und 60, Mangan-54, Antimon-124 und Silber-110m.

Die übrigen Spalt- und Aktivierungsprodukte (Beta- oder Gamma-Strahler außer Tritium, Kohlenstoff-14, Jod und Edelgase), die in Form von Aerosolen in den Abgasen vorhanden sind, werden durch radioaktiven Zerfall in den Lagerbehältern behandelt und/oder durch den Durchlauf durch Hochleistungsfilter zurückgehalten.

In den flüssigen Abfällen werden die übrigen Spalt- und Aktivierungsprodukte (Beta- oder Gamma-Strahler außer Tritium, Kohlenstoff-14 und Jodverbindungen) größtenteils durch die Aufbereitungssysteme (Filter oder Harze) des kontinuierlichen Wasserreinigungssystems des Primärkreislaufs (RCV-Kreislauf) und der Abwasseraufbereitungssysteme (TEP- und TEU-Kreisläufe). Im gesamten Kraftwerkspark ist die Aktivität dieser von den in Betrieb befindlichen Reaktoren freigesetzten Radionuklide seit 1985 um den Faktor 100 zurückgegangen.

Dieses Ergebnis ist auf die Verbesserungen an den Sammel- und Aufbereitungskreisläufen sowie auf die Bemühungen des Betreibers zurückzuführen, die Entstehung von Abwässern bereits an der Quelle zu reduzieren. Das erreichte Ableitungsniveau bei PF und PA wird als optimal angesehen.

Die jährliche Aktivität anderer Spalt- oder Aktivierungsprodukte, Beta- oder Gamma-Strahler („andere PF/FA“), die vom Kernkraftwerk Blayais im Zeitraum 2014–2023 in die Atmosphäre freigesetzt wurden, ist in Abbildung 7 dargestellt und liegt im Durchschnitt bei etwa 0,006 GBq.

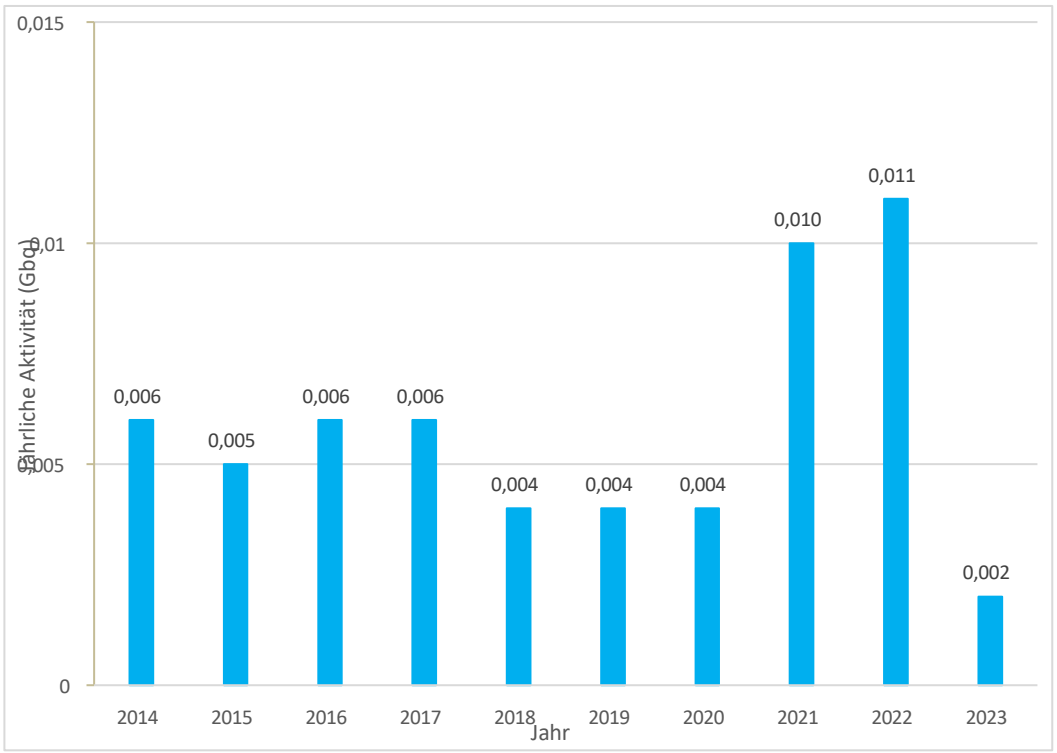


Abbildung 7: In die Atmosphäre freigesetzte Aktivität anderer PF/PA durch das Kernkraftwerk Blayais im Zeitraum 2014–2023 (GBq/Jahr)

Die in den Bezugszeitraum in die Atmosphäre freigesetzte Aktivität anderer PF-PA ist gering. Die jährlich freigesetzte Aktivität liegt deutlich unter den gesetzlichen Grenzwerten (Jahresgrenzwert bei 0,28 GBq). Der Anstieg der Aktivität anderer PF-PA, der in den Jahren 2021 und 2022 beobachtet wurde, steht im Zusammenhang mit dem punktuellen Nachweis von Radionukliden.

Abbildung 8 zeigt die jährliche Aktivität an „sonstigen PF/PA“, die im Zeitraum 2014–2023 vom Kernkraftwerk Blayais in die flüssigen Abwässer eingeleitet wurde. Sie liegt im Durchschnitt bei etwa 0,495 GBq/Jahr.

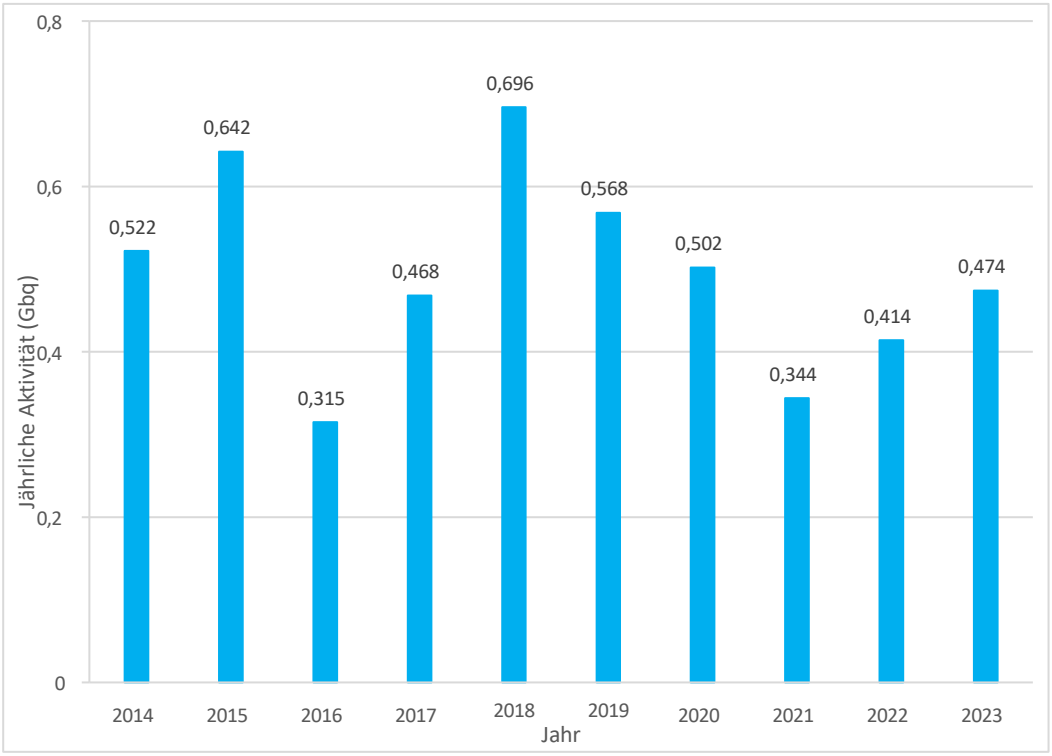


Abbildung 8: Aktivität anderer PF/PA, die im Zeitraum 2014–2023 in die Abwässer der Kernkraftanlage Blayais eingeleitet wurde (GBq/Jahr)

Insgesamt ist die eingeleitete Aktivität im Zeitraum 2014–2023 gering.

1.2.4.2.2 Bilanz der Einleitungen chemischer Abwässer

Der Betrieb eines Kernkraftwerks erfordert den Einsatz chemischer Stoffe, die zu Einleitungen in die Umwelt in flüssiger Form oder in die Atmosphäre führen. Die wichtigsten Parameter, die für die Einleitung chemischer Abwässer aus dem Kernkraftwerk Blayais repräsentativ sind, stammen aus dem flüssigen Einleitungsweg.

Die Stoffe, deren Einleitung in die Umwelt ein Problem darstellt, sind:

- Borsäure, Hydrazin, Morpholin, Ethanolamin und Gesamtstickstoff aus der Aufbereitung der Primär- und Sekundärkreisläufe;
- Phosphate, die aus der Aufbereitung bestimmter nuklearer und konventioneller Hilfskreisläufe stammen, hauptsächlich aus den Zwischenkühl- und Heißwasserkreisläufen.

In den folgenden Abschnitten werden die Bilanz dieser wichtigsten Parameter über einen Zeitraum von zehn Jahren sowie die vom Betreiber durchgeführten oder eingeleiteten Optimierungsmaßnahmen dargestellt.

Einleitungen von Borsäure

In Lösung im Wasser des Primärkreislaufs trägt Borsäure (H_3BO_3) zusammen mit den Steuerstäben zur Steuerung der Kernreaktion bei. Bor-10, ein Isotop, das zu etwa 20 % im natürlichen Bor vorkommt, absorbiert Neutronen und bildet dabei (radioaktives) Tritium oder (stabiles) Lithium-7. Die Borkonzentration im Wasser des Primärkreislaufs schwankt im Laufe des Reaktorzyklus. Der Borgehalt zu Beginn des Zyklus wird in Abhängigkeit von neutronischen Parametern und der gewünschten Zyklusdauer festgelegt. Seine Konzentration sinkt im Laufe des Zyklus allmählich ab. Dazu wird es aus dem Primärkreislauf abgeführt und gelangt in die radioaktiven Abwässer. Im Primärkreislauf verändert sich die Konzentration von 2.000 ppm zu Beginn des Zyklus auf einen Wert nahe Null am Ende des Zyklus.

Die borhaltigen radioaktiven Abwässer aus dem Primärkreislauf können nach Durchlaufen des Aufbereitungssystems für Primärabwässer (TEP) als Zusatzwasser für den Primärkreislauf wiederverwendet werden. Diese bereits bei der Auslegung vorgesehene Rückführung ermöglicht es, die in Form von Borsäure eingeleiteten Mengen zu begrenzen.

Die nicht in den Primärkreislauf zurückgeführte Borsäure (Entkonzentration) sowie die borhaltigen radioaktiven Abwässer, die hauptsächlich bei Probenahmen, Wartungsarbeiten (Entleerung) und der Brennstoffentnahme oder bei Undichtigkeiten von Bauteilen anfallen, werden dem Abwasseraufbereitungssystem (TEU) zugeführt. Die Borsäure liegt nach der Behandlung durch Verdampfung entweder in Form von festem Abfall (Konzentrat) oder in Form von flüssigem Abwasser in den Lager- und Kontrollbehältern vor der Einleitung vor.

Abbildung 9 zeigt die jährlichen Einleitungen von Borsäure aus dem Kernkraftwerk Le Blayais in flüssiger Form für den Zeitraum 2014–2023.

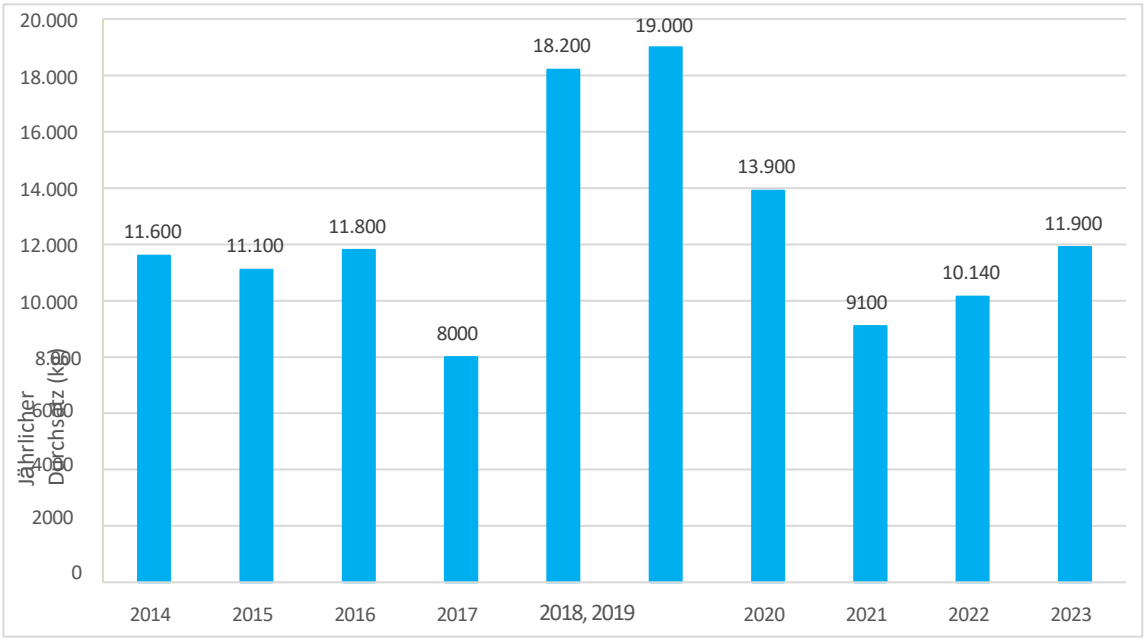


Abbildung 9: Jährliche Borsäureeinleitungen des Kernkraftwerks Blayais im Zeitraum 2014–2023

Im Berichtszeitraum betrug die Menge der eingeleiteten Borsäure durchschnittlich 12.470 kg pro Jahr.

Die in den Jahren 2018 und 2019 festgestellten Mengen lassen sich unter anderem durch zahlreiche Entsilikierungsmaßnahmen zur Einhaltung der chemischen Betriebsvorschriften für den Primärkreislauf sowie durch eine automatische Abschaltung des Reaktors Nr. 4 erklären.

Hydrazin-Emissionen

Hydrazin (N_2H_4) wird hauptsächlich im Sekundärkreislauf eingesetzt, um den Gehalt an gelöstem Restsauerstoff zu reduzieren, ein reduzierendes Milieu aufrechtzuerhalten und so die Korrosion der im Kreislauf vorhandenen Werkstoffe zu minimieren. Hydrazin wird in Form von Hydrazinhydrat ($N_2H_4 \cdot H_2O$) eingespeist und zersetzt sich bei Erwärmung zu Ammoniak, der zur Aufrechterhaltung des pH-Werts beiträgt. Die Zersetzungsrate von Hydrazinhydrat zu Ammoniak ist hoch; ein auf einen hohen pH-Wert eingestellter Reaktor verbraucht mehrere Tonnen Hydrazin pro Jahr bei Einleitungen von weniger als 1 kg (pro Reaktor). Vor der Ableitung fließen die Abwässer des Sekundärkreislaufs durch die Sammelbehälter für das Grubenwasser aus dem Maschinenraum (Ex-Behälter).

Hydrazinhydrat wird in sehr begrenztem Umfang auch im Primärkreislauf eingesetzt, um während der Wiederanlaufphase die „chemische Stabilisierungsphase“ zwischen 60 °C und 120 °C (Entfernung von Sauerstoff aus dem Primärkreislauf) durchzuführen. Überschüssiges Hydrazinhydrat wird beim Temperaturanstieg thermisch zu Ammoniak zersetzt („thermisches Cracking“).

Schließlich wird Hydrazinhydrat zur Nasskonditionierung der Dampferzeuger (GV) bei Reaktorabschaltung verwendet. Im Rahmen dieser Anwendung werden eventuelle Flüssigkeitsabfälle hauptsächlich in die T-Behälter geleitet, die für die Aufnahme der flüssigen Abfälle aus dem Kernkraftwerksbereich vorgesehen sind.

In den T- und Ex-Behältern wird das Hydrazin durch Oxidation in Distickstoff (N_2) und Wasser umgewandelt. Diese Reaktion wird durch das Umrühren des Abwassers und – bei entsprechend ausgestatteten Behältern – durch Luftbeaufschlagung in Verbindung mit der Zugabe von Kupfersulfat (Reaktionskatalysator) gefördert.

Im Kernkraftwerk Blayais erfolgt der Abbau von Hydrazin seit 2009 in den T-Behältern und seit 2011 in den Ex-Behältern durch Luftbeaufschlagung und die Zugabe von Kupfersulfat ($CuSO_4$).

Abbildung 10 zeigt die jährlichen Hydrazin-Emissionen aus den T-, S- und Ex-Behältern des Kernkraftwerks Blayais im Zeitraum 2014–2023.

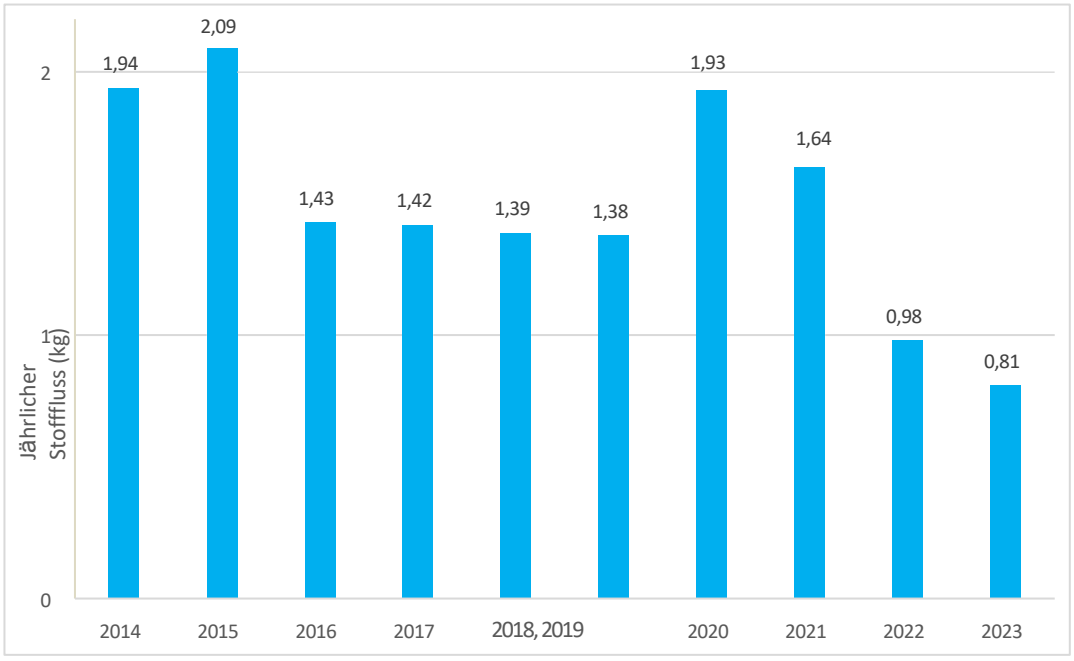


Abbildung 10: Jährliche Hydrazin-Emissionen des Kernkraftwerks Blayais im Zeitraum 2014–2023

Die Hydrazin-Emissionen betragen im Zeitraum 2014–2023 für die vier Reaktoren durchschnittlich 1,5 kg.

Eingeleitete Maßnahmen

Es wird eine technische Überwachung durchgeführt, um einen möglichen Ersatzstoff für Hydrazin zu identifizieren. Derzeit zeigen diese Überwachungsarbeiten, dass es keinen anderen Stoff gibt, der die gleichen chemischen Eigenschaften aufweist und die Konditionierung der Kreisläufe in allen auftretenden Betriebszuständen des Reaktors ermöglicht.

Darüber hinaus werden derzeit in allen Kernkraftwerken des Parks Optimierungen am Hydrazinhydrat-Einspritzsystem (SIR) vorgenommen. So sollen die Kolben-Dosierpumpen schrittweise durch Doppelmembranpumpen ersetzt werden, die eine bessere Dichtheit aufweisen. Diese Umrüstung ist für die vier Reaktoren des Kernkraftwerks Blayais vorgesehen.

Emissionen von Morpholin und Ethanolamin

Morpholin (C4H9NO) und Ethanolamin (C2H7NO) sind flüchtige Amine, die zur Konditionierung des Sekundärkreislaufs eingesetzt werden, um im gesamten Kreislauf einen optimalen pH-Wert hinsichtlich der Korrosion aufrechtzuerhalten. Ihre Wirkung auf den pH-Wert wird durch Ammoniak ergänzt, das bei der thermischen Zersetzung von Hydrazin entsteht. Die Konditionierung des Sekundärkreislaufs unterliegt chemischen Spezifikationen, die insbesondere unter Berücksichtigung der Art der vor Korrosion zu schützenden Werkstoffe und der Umgebungsbedingungen festgelegt werden. Morpholin und Ethanolamin werden auch für die Nasskonditionierung von Dampferzeugern verwendet.

Die das Konditionierungsamin enthaltenden Abwässer stammen aus den Entleerungen zur Konzentrationsreduzierung, die zur Einhaltung der chemischen Spezifikationen des Sekundärkreislaufs durchgeführt werden, aus Wasserverlusten (Probenahmen, Undichtigkeiten) sowie aus den Entleerungen der Dampferzeuger und der Wasserstation während Abschalt- und Wartungsarbeiten. Die Abwässer werden vor der Einleitung in die Lager- und Kontrollbehälter geleitet.

Ergriffene Maßnahmen

Im Rahmen eines kontinuierlichen Verbesserungsprozesses ist unter den drei verwendeten Substanzen (Ammoniak, Morpholin, Ethanolamin) zur Aufrechterhaltung eines optimalen pH-Werts im Sekundärkreislauf derzeit die Konditionierung mit Ethanolamin (C_2H_7NO) das Ziel, da sie den besten Kompromiss zwischen dem Schutz der Anlagen und den Einleitungen bietet. Tatsächlich weist Ethanolamin gegenüber Morpholin folgende Vorteile auf:

- Dank seiner höheren Basizität sind die zur Aufrechterhaltung des vorgegebenen pH-Werts erforderlichen Ethanolamin-Mengen geringer als die Morpholin-Mengen, die zur Aufrechterhaltung desselben pH-Werts benötigt werden; die Ethanolamin-Aufbereitung verursacht daher weniger Abfälle;
- Dank seiner geringen Flüchtigkeit bietet Ethanolamin bei gleichem pH-Wert einen besseren Schutz als Morpholin gegen Korrosion und Erosion von unlegierten oder niedriglegierten Stählen in den flüssigen Anteilen von Zweiphasenbereichen und trägt so dazu bei, die Betriebsdauer der Rohrleitungen und Druckbehälter der Wasserstation zu verlängern;
- Ethanolamin ist thermisch stabiler als Morpholin und erzeugt weniger Zersetzungsprodukte im Sekundärkreislauf;
- Ethanolamin ist biologisch besser abbaubar als Morpholin.

Im Kernkraftwerk Blayais wurde Morpholin bis 2017 verwendet, dann wurde es in allen vier Reaktoren durch Ethanolamin ersetzt.

Abbildung 11 zeigt den jährlichen Morpholin-Durchsatz, der bis 2017 insgesamt stabil war.

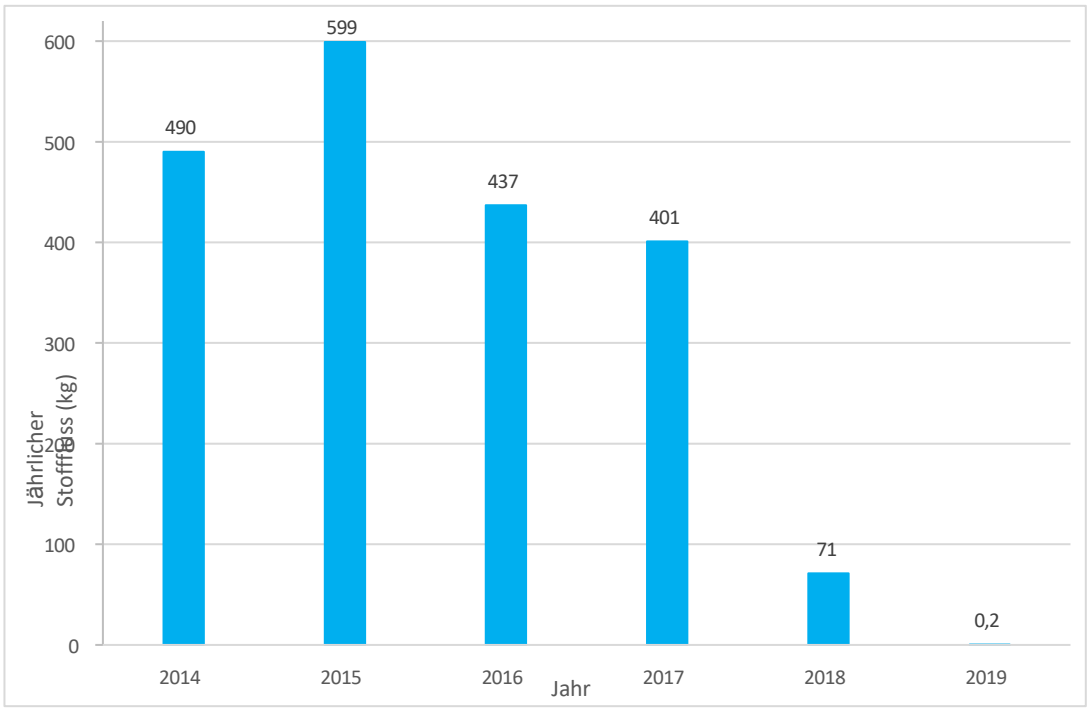


Abbildung 11: Jährliche Morpholin-Emissionen des Kernkraftwerks Blayais im Zeitraum 2014–2019

Abbildung 12 zeigt den jährlichen Ausstoß von Ethanolamin.

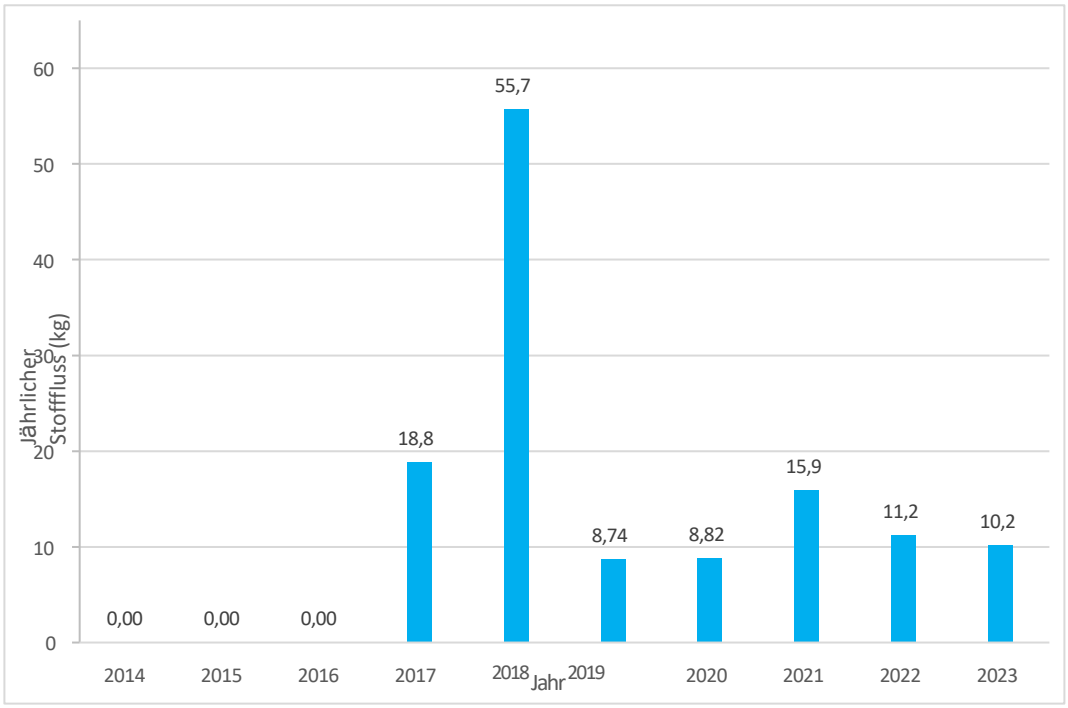


Abbildung 12: Jährliche Ethanolamin-Emissionen des Kernkraftwerks Blayais im Zeitraum 2014–2023

Ende 2018 entschied sich das Kernkraftwerk Blayais für ein Messverfahren mit einer niedrigeren Bestimmungsgrenze, das somit besser für den zu messenden Ethanolamin-Fluss geeignet ist. Infolgedessen wurden die Emissionen in den Jahren 2017 und 2018 zu hoch angesetzt.

Stickstoffemissionen

Stickstoff, der überwiegend in Form von Ammoniak vorliegt, entsteht durch den thermischen Abbau von Hydrazinhydrat, das zur Konditionierung des Sekundärkreislaufs eingesetzt wird, um die Korrosion in diesem Kreislauf zu verringern. Bei Reaktorstillständen kann Ammoniak zur Nasskonditionierung der Dampferzeuger verwendet werden.

Abbildung 13 zeigt die jährlichen Gesamtstickstoffemissionen (Ammonium, Nitrite, Nitrate) aus den Behältern T, S und Ex für den Zeitraum 2014–2023. Die jährlichen Stickstoffemissionen betragen im Durchschnitt 1.670 kg für das Kernkraftwerk Blayais.

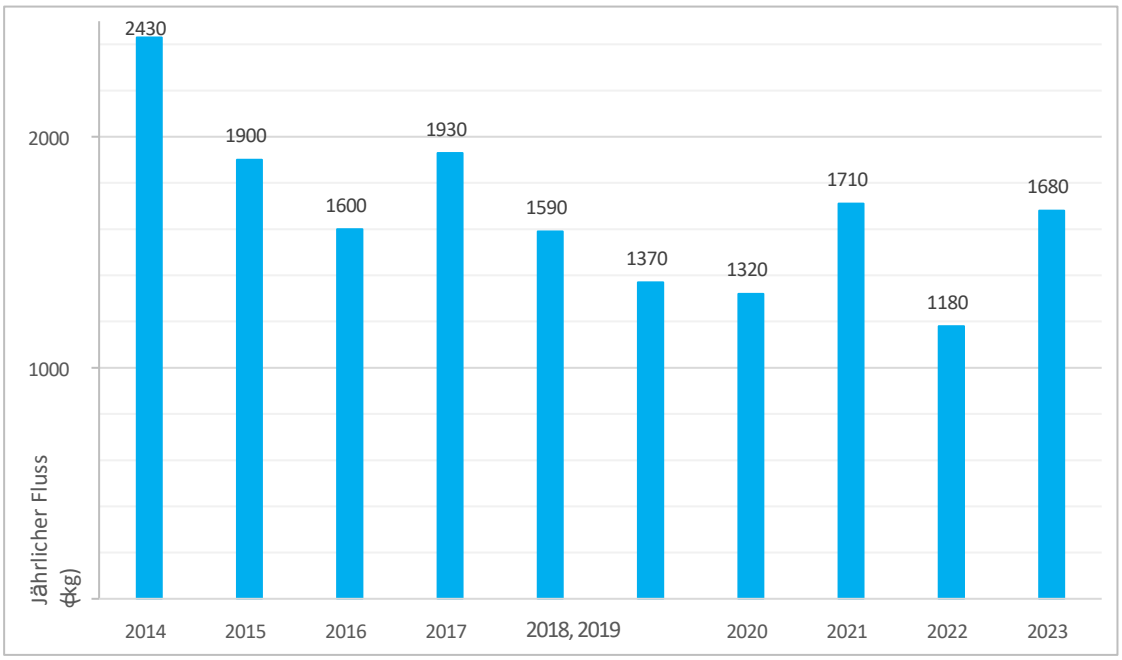


Abbildung 13: Jährliche Gesamtstickstoffemissionen des Kernkraftwerks Blayais im Zeitraum 2014–2023

Im Zeitraum 2014–2023 ist ein rückläufiger Trend bei den Gesamtstickstoffemissionen zu beobachten.

Phosphat-Emissionen

Trinatriumphosphat (Na_3PO_4) wird zur Aufbereitung der Zwischenkühlkreisläufe des Reaktorbereichs (RRI- und DEG-Kreisläufe) sowie der Kreisläufe des nicht-nuklearen Bereichs verwendet, zu denen die Zwischenkühlung (SRI-Kreislauf) und die Verteilung von überhitztem Wasser (SES) gehören. Phosphathaltige Abwässer entstehen bei den notwendigen Nachfüllungen, Ableitungen oder Entleerungen dieser Kreisläufe, um die chemischen und radiochemischen Spezifikationen einzuhalten.

Abbildung 14 zeigt die jährlichen Phosphat-Einleitungen aus den Behältern T, S und Ex des Kernkraftwerks Blayais im Zeitraum 2014–2023. Die durchschnittliche jährliche Phosphat-Einleitung im Bezugszeitraum beträgt 238 kg.

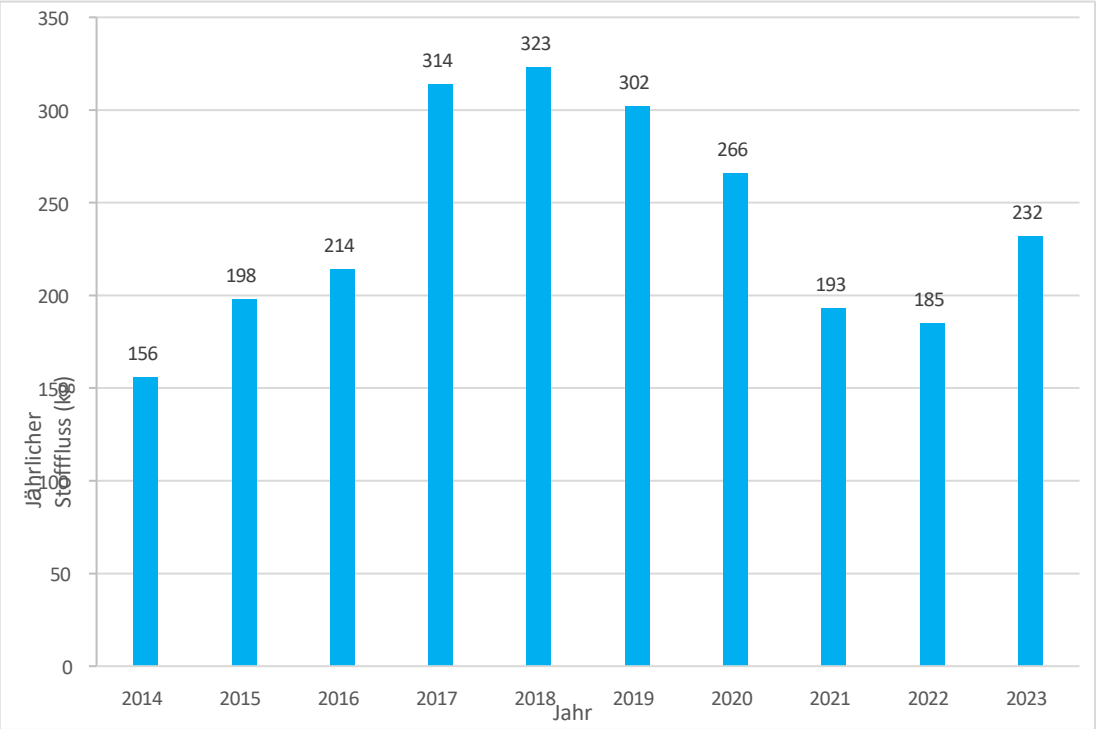


Abbildung 14: Jährliche Phosphat-Einleitungen des Kernkraftwerks Blayais im Zeitraum 2014–2023

Die Phosphatfreisetzungen waren im betrachteten Zeitraum insgesamt gering.

Die in den Jahren 2017 bis 2019 beobachteten Freisetzungen sind auf einen zufälligen Materialfehler an der thermischen Barriere einer Pumpe sowie auf zwei Undichtigkeiten an Wärmetauschern im nicht-nuklearen Teil der Anlage zurückzuführen.

1.2.4.3 Bilanz der Wärmeabgaben

In einem Kernkraftwerk wird gemäß dem thermodynamischen Carnot-Prinzip etwa ein Drittel der vom Reaktor erzeugten Wärmeenergie in Strom umgewandelt. Der Rest, also etwa zwei Drittel, wird in Form von Wärme über den Kondensator an eine Kältequelle abgegeben, bei der es sich entweder um das Gewässer (sogenannte „offene“ Kältequelle) oder um die Atmosphäre (über Kühltürme, sogenannte „geschlossene“ Kältequelle) handeln kann. Es kommt also zu Wärmeabgaben in die natürliche Umwelt.

Der Kühlkreislauf des Kernkraftwerks Blayais ist ein offener Kreislauf. Das aus der Gironde entnommene Wasser wird nach seinem Durchfluss durch den Kondensator vollständig wieder in die Umwelt zurückgeführt.

Für das Kernkraftwerk Blayais sind die drei vorgeschriebenen Parameter:

- die an jedem Auslass gemessene Einleitungstemperatur;
- die Erwärmung zwischen der Wasserentnahmestelle und der Einleitung an jedem Auslass;
- die Temperatur in der Mündung im unmittelbaren Umfeld der Einleitungsanlagen (Thermographen Nr. 2 und Nr. 5).

Die Bilanz der Wärmeeinleitungen des Kernkraftwerks Blayais wurde für den für die Überprüfung festgelegten Analysezeitraum (2014–2023) erstellt und orientiert sich an den Grenzwerten und Modalitäten der Einleitungsverordnung vom 18. September 2003[14], die in den zehn analysierten Jahren in Kraft war.

[14] Die Verordnung vom 18. September 2003 wurde im Juni 2023 zugunsten der neuen Standortentscheidungen aufgehoben.

Die nachstehende Tabelle 4 zeigt die Höchst- und Durchschnittswerte der Temperatur und der Erwärmung am Einleitungsort, die an den vier Einleitungsstellen gemessen wurden, sowie die Temperatur, die im Mündungsgebiet im Nahfeld der Einleitungen gemessen wurde (Thermographen Nr. 2 und Nr. 5). Diese Bilanz wurde auf der Grundlage der täglichen Höchstwerte der letzten 10 Jahre erstellt.

Tabelle 4: Charakteristische Werte der Überwachungsparameter für thermische Einleitungen [2014–2023]

Tägliche Höchstwerte	An den Überlaufbauwerken gemessene Temperatur Überläufen (°C) – vom 16. Oktober bis zum 14. Mai (°C) – vom 15. Mai bis zum 15. Oktober				Gemessene Temperatur an den			
	D1	D2	D3	D4	D1	D2	D3	D4
Durchschnitt	20,9	21,1	21,0	21,1	30,4	30,7	30,3	30,3
Maximum	29,5	29,8	29,9	29,9	36,3	36,5	36,5	36,4
Gesetzliche Grenzwerte	30 °C				36,5 °C			

Tägliche Höchstwerte	An den Überläufen gemessene Erwärmung Nr. 5				Im Feld gemessene Temperatur in der Nähe der Thermographen Nr. 2 und (°C) (°C)
	D1	D2	D3	D4	Maximum (T2, T5)
Durchschnitt	8,7	8,7	8,7	8,5	18,3
Maximum	11,0	12,5	11,3	11,3	29,0
Gesetzliche Grenzwerte	11 °C				30 °C

In den zehn analysierten Jahren wurde an den Überläufen D3 und D4 der Grenzwert von 11 °C für die Abwassertemperatur punktuell überschritten. Die Überschreitungen lagen im Bereich von 0,1 °C bis 0,3 °C über Zeiträume von 1 bis 3 Stunden pro Tag, was einer kumulierten Dauer von 28 Stunden entspricht. Diese geringen Überschreitungen von sehr kurzer Dauer werden als ohne Auswirkungen auf die Umwelt angesehen.

Am Überlauf D2 erreichte die Erwärmung am Abfluss im Juli 2021 über einen Zeitraum von 12 Stunden einen Wert von 12,5 °C. Das Kernkraftwerk hat die Erwärmung durch eine Verringerung der Leistungsabgabe von Reaktor Nr. 2 begrenzt. Die Behörde für nukleare Sicherheit wurde über diese Situation informiert.

Die Temperatur am Einleitungsort und die Temperatur im Nahfeld in der Mündung blieben während des gesamten analysierten Zeitraums unter den gesetzlichen Grenzwerten.

Die Bilanz der Wärmeeinleitungen im Zeitraum 2014–2023 zeigt, dass das Kernkraftwerk Blayais die für Wärmeeinleitungen geltenden Grenzwerte eingehalten hat, mit Ausnahme einiger sehr vereinzelter Überschreitungen der Erwärmung am Einleitungsort.

Ergriffene Maßnahmen

Im Rahmen der Aktualisierung der Charakterisierungsstudien zur Wärmepfeife des Kernkraftwerks Blayais und der behördlichen Überwachung der Einleitungsgenehmigungen wurden alle vier Jahre Infrarot-Luftthermografien durchgeführt. Seit 2011 wurden drei Messkampagnen durchgeführt: im Februar–März 2013, im September–Oktober 2017 und im August 2021. Diese Messungen ermöglichen es, die Oberflächenwassertemperatur in dem von der Thermografie erfassten Gebiet zu ermitteln und anschließend die Gültigkeit des von EDF R&D erstellten numerischen 3D-Modells zu überprüfen.

Mithilfe der Luftthermografien lassen sich die Veränderungen der Oberflächenausbreitung in Abhängigkeit von der Gezeitenbewegung charakterisieren. Diese wurden bei mittleren Gezeiten (von Nippwasser bis mittlerem Flutwasser) durchgeführt:

- Die Strömungen transportieren die Wärmefahne und vermischen sie dabei mit dem Wasser der Mündung;

- Die Position der thermischen Strömung variiert je nach den Bewegungen der Wassermassen im Verlauf der Gezeiten: Bei Ebbe erstreckt sich die thermische Strömung stromabwärts, während sich bei der Umkehr der Strömung bei Flut die Strömungsrichtung stromaufwärts ändert und die Strömung dann aufgrund der Asymmetrie zwischen Flut und Ebbe in der Mündung über eine geringere Strecke stromaufwärts verläuft als stromabwärts;
- Die maximale Erwärmung, die an der Oberfläche in der Nähe der Einleitungen zu beobachten ist, liegt im Bereich von +3 °C bis +6 °C im Vergleich zur Temperatur im Mündungsgebiet außerhalb der thermischen Strömung (abhängig vom Zeitpunkt und vom Gezeitenkoeffizienten);
- Die Ausdehnung der Ausbreitung ist bei Ebbe größer, wobei die sichtbare Ausbreitung eine Länge zwischen 3 und 9 km aufweist (abhängig von den Gezeiten).

Das numerische Modell TELEMAC-3D wurde 2021 von EDF R&D auf der Grundlage der neuesten bathymetrischen Daten des CEREMA und der jüngsten Luftthermografien der Mündung aktualisiert. Das Modell dient dazu, die Entwicklung der thermischen Abgasfahne des Kernkraftwerks Blayais im Normalbetrieb bei voller Leistung und bei verschiedenen Gezeitenkoeffizienten zu simulieren.

Die regelmäßig durchgeführten Messungen sowie die Ergebnisse des numerischen Modells, kombiniert mit den Erfahrungen aus der Überwachung der Wärmeeinleitungen, ermöglichen es heute, die thermischen Auswirkungen der Einleitungen des Kernkraftwerks Blayais in die Mündung genau zu kennen.

1.2.4.4 Abfallbilanz

Das Kernkraftwerk Blayais optimiert die Abfallbewirtschaftung durch die Anwendung folgender Grundsätze:

- Reduzierung der Entstehung und der Schädlichkeit radioaktiver und konventioneller Abfälle bereits an der Quelle;
- Abfälle entsprechend ihrer Art und ihren Eigenschaften selektiv zu sammeln und zu trennen, um sie so effizient wie möglich zu behandeln;
- die Konditionierung zu optimieren, um die Abfälle so weit wie nötig einzuschließen und die von den Behandlungs- und/oder Endlagerungsketten festgelegten Anforderungen zu erfüllen;
- die Abfälle so zu lagern und zu überwachen, dass unter allen Umständen die Einhaltung der geltenden Vorschriften gewährleistet ist;
- die Verwertung und/oder die Nutzung lokaler Entsorgungswege zu fördern, sofern dies möglich ist.

Diese verschiedenen Schritte zielen darauf ab, die Annehmbarkeit der Abfälle durch die jeweiligen Entsorgungswege zu gewährleisten und deren Auswirkungen zu begrenzen, insbesondere bei radioaktiven Abfällen, die für die Endlagerstätten der Nationalen Agentur für die Entsorgung radioaktiver Abfälle (ANDRA) bestimmt sind.

Diese optimierte Abfallbewirtschaftung basiert im Wesentlichen auf der Abfallzoneneinteilung, die es ermöglicht:

- die Abfälle (radioaktive und konventionelle) zuverlässig, sicher, funktionsfähig und nachhaltig zu verwalten;
- die Mengen an anfallenden radioaktiven Abfällen zu begrenzen, indem ein Zonierungsplan vorgeschlagen wird, der an die strahlenbiologischen Risiken und die Art der betreffenden Objekte und Räumlichkeiten angepasst ist;
- alle Lebensphasen der Anlage abzudecken: Planung, Betrieb, Rückbau und Sanierung.

1.2.4.4.1 Bilanz der radioaktiven Abfälle

Die kontinuierlichen Fortschritte bei der Auslegung von Kernkraftwerken, der Brennstoffbewirtschaftung und dem Betrieb der Anlagen haben eine Reduzierung der radioaktiven Abfälle an der Quelle ermöglicht. Zwischen 1985 und 1995 führte diese Reduzierung an der Quelle, ergänzt durch die Optimierung der Verfahren zur Behandlung und Konditionierung der Abfälle, dazu, dass das Volumen der jährlich an den Standorten anfallenden und konditionierten schwach- und mittelradioaktiven kurzlebigen Abfälle um zwei Drittel verringert werden konnte.

Die jährliche Produktion an konditionierten Technologie- und Prozessabfällen des Kraftwerksparks sank somit von durchschnittlich 360 m³ auf 110 m³ pro Reaktor.

Dieses Produktionsniveau in der Größenordnung von 100 m³ pro Reaktor stellt eine technische Untergrenze dar, die angesichts des Wartungsprogramms im Zusammenhang mit der Generalüberholung[15] steigen könnte.

Lagerung radioaktiver Abfälle

Es wurden Verbesserungsmaßnahmen eingeleitet, um ein zufriedenstellendes Maß an Kontrolle über die Lagerung der konditionierten oder in der Konditionierung befindlichen Abfälle zu erreichen. Insbesondere die Maßnahmen, die sich aus den Empfehlungen der Ständigen Expertengruppe von 2002 ergaben, wurden erfolgreich umgesetzt (Einrichtung des TFA-Bereichs, Umsetzung der Betriebsvorschriften für die BAN/BAC – Gebäude für nukleare Hilfsanlagen und Gebäude für Konditionierungshilfsanlagen des Kernkraftwerks Blayais).

Lagerung von Behältern und Fässern mit kurzlebigen schwach- und mittelradioaktiven Abfällen (FA/MA-VC)

Die Kontrolle der Zwischenlagerung konzentrierte sich vorrangig auf die Betonbehälter für kurzlebige Abfälle mittlerer Aktivität sowie auf die Fässer (aus Metall und Kunststoff) für kurzlebige Abfälle geringer Aktivität, für die Genehmigungen (CSA16) und/oder Abnahmen (Centraco-Anlagen) vorliegen. Diese Gebinde werden in der Regel in den TES-Räumen des Nuklearbereichs und im BAC gelagert.

Abbildung 15 und Abbildung 16 zeigen die Entwicklung der Lagerung von Behältern und Fässern mit einem Äquivalentvolumen von 200 l (Metall und Kunststoff), die im Zeitraum 2014–2023 im Kernkraftwerk Blayais gelagert wurden.

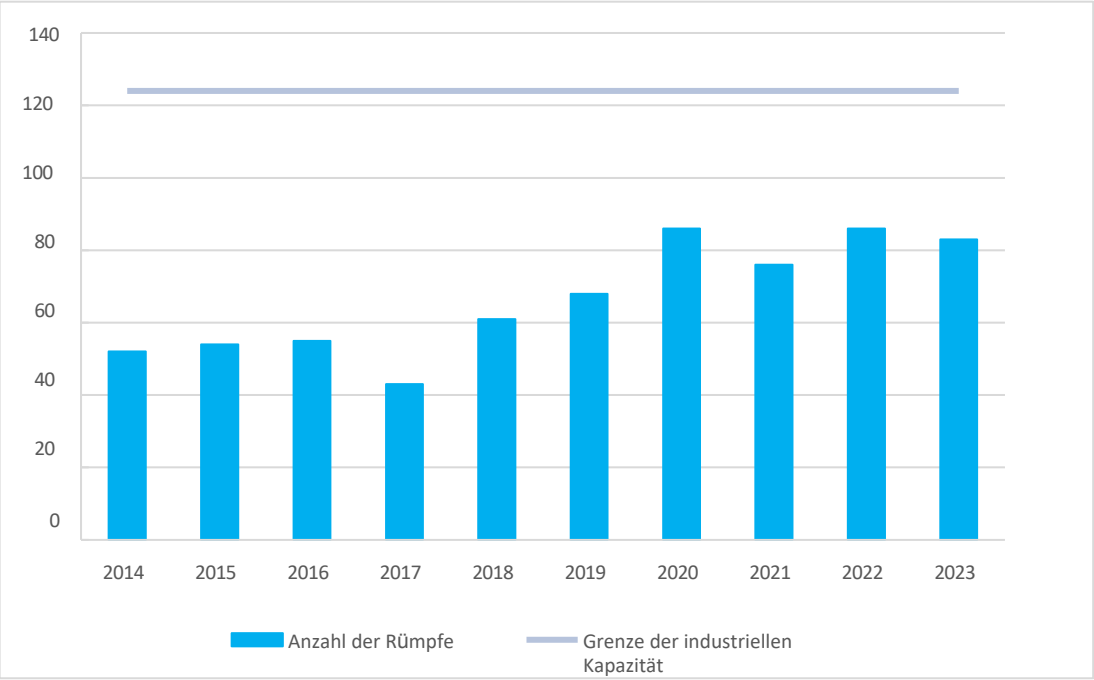


Abbildung 15: Entwicklung der Anzahl der gelagerten Rümpfe im Zeitraum 2014–2023

Die Lagerbestände an Reaktorbehältern sind seit 2018 leicht gestiegen, liegen jedoch weiterhin deutlich unter den industriellen Kapazitätsgrenzen der für ihre Lagerung zuständigen Bauunternehmen.

[15] Das Programm „Grand Carénage“ des EDF-Kernkraftwerkparks zielt darauf ab, Investitionen und Modernisierungen im Hinblick auf den weiteren Betrieb der bestehenden Anlagen durchzuführen und die nach Fukushima ergriffenen Maßnahmen zu integrieren, wobei gleichzeitig die Aufrechterhaltung der Leistungsfähigkeit des Parks in Bezug auf Sicherheit und Wettbewerbsfähigkeit gewährleistet wird.

(16) Lagerstätte „Centre de Stockage de l’Aube“.

Dieser Anstieg hängt mit der geänderten Erfassungsmethode zusammen. Seit 2018 werden die Behälter erfasst, sobald ein Behälter Abfälle enthält, auch wenn diese noch nicht in der Matrix fixiert sind. Dabei handelt es sich hauptsächlich um:

- um Gebinde, für die das Genehmigungsverfahren zur Übernahme noch nicht abgeschlossen ist. Diese Betonsammelbehälter sind mit einem Schutzdeckel oder einem biologischen Verschluss ausgestattet, um das Risiko einer Ausbreitung von Kontaminationen in die Luft in den Räumlichkeiten, in denen sie gelagert werden, zu vermeiden.
- Behälter, die Wasserfilter aus den Reaktoren Nr. 3 und 4 enthalten, die eine spezifische radiologische Charakterisierung erfordern, die kampagnenweise durchgeführt wird. Diese Behälter können daher nicht im Laufe der Produktion abtransportiert werden[17] .

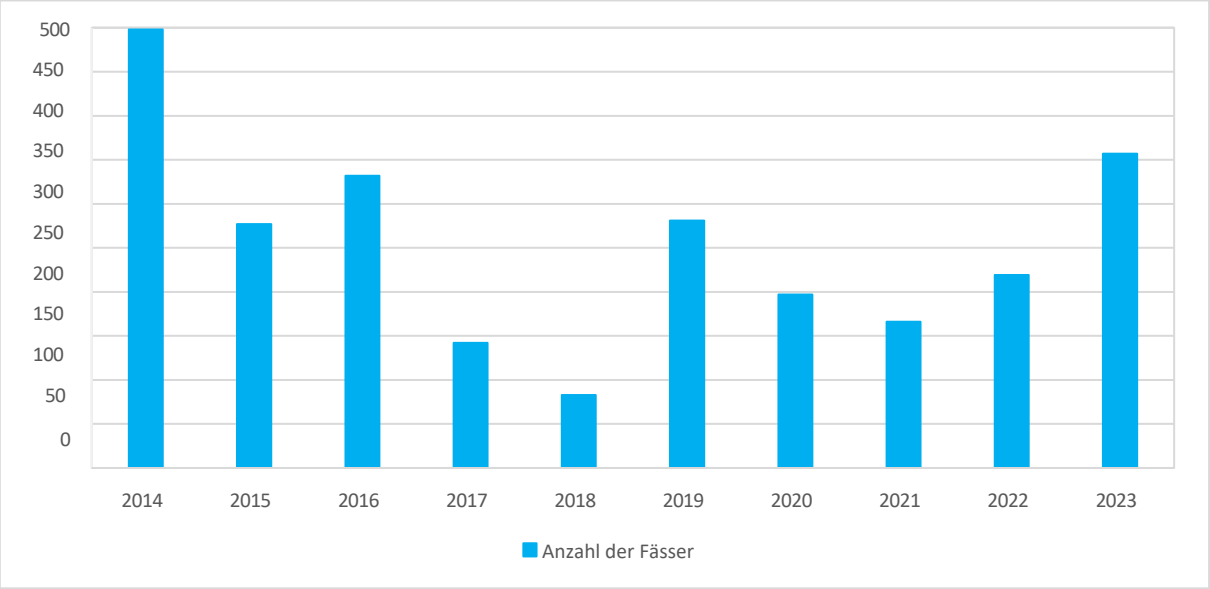


Abbildung 16: Entwicklung der Lagerbestände an 200-Liter-Fässern (Metall und Kunststoff) im Zeitraum 2014–2023

Die Lagerbestände an Fässern schwanken stärker als die an Behältern, da das Anfallen dieser Abfälle direkt proportional zu den Wartungsarbeiten ist und zudem mit den dem Kernkraftwerk im Rahmen des Gesamtparks zugewiesenen Transportfenstern zusammenhängt. Zur Information: Ein Transport zum Werk Centraco umfasst 216 Fässer, ein Transport zur ANDRA 144 Fässer.

Lagerung von Abfällen mit sehr geringer Radioaktivität (TFA)

Die Entwicklung der Gesamtmengen an Abfällen mit sehr geringer Radioaktivität, die im TFA-Bereich des Kernkraftwerks Blayais gelagert werden (ausgedrückt als Auslastungsgrad des Bereichs), im Zeitraum 2014–2023 ist in Abbildung 17 dargestellt.

[17] Bei den Wasserfilter-Sendungen wurde nach der Injektion von Zink in das RCP (da dieser Vorgang das üblicherweise für die Aktivitätsangabe dieser Sendungen verwendete radiologische Standardspektrum beeinflussen kann) systematisch (bis 2022) eine Charakterisierung mittels Gammaspektrometrie durchgeführt.

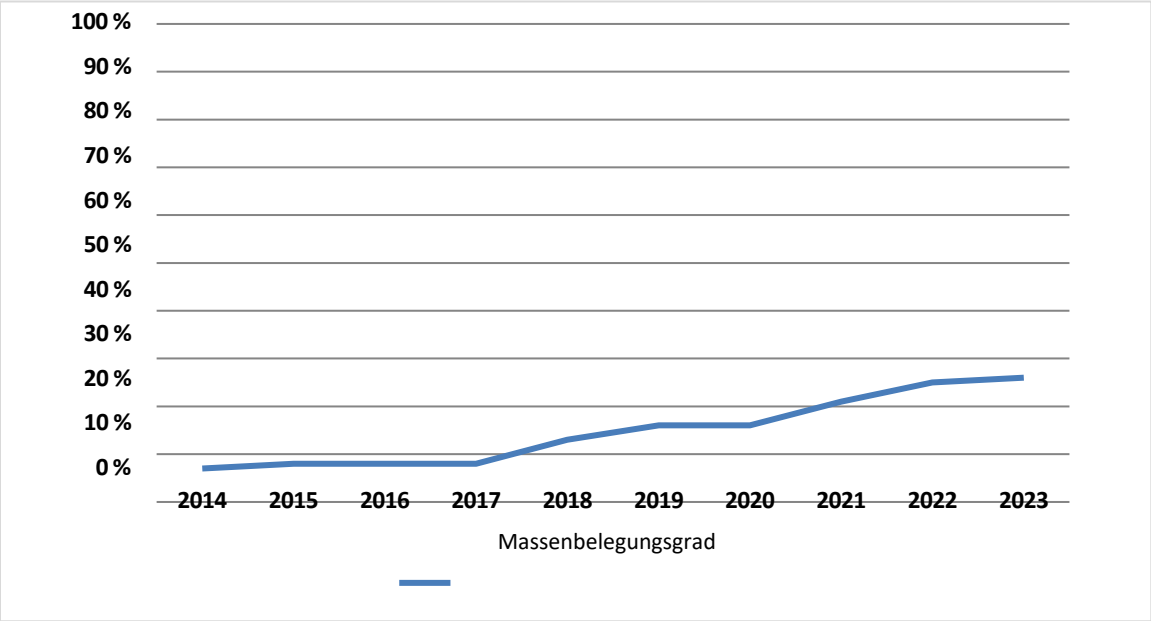


Abbildung 17: Entwicklung der Auslastung der TFA-Fläche im Zeitraum 2014–2023

Zwischen 2014 und 2017 blieb die Auslastung des TFA-Geländes stabil, da die in diesem Zeitraum anfallenden Abfälle keine besonderen Herausforderungen hinsichtlich ihrer Entsorgung darstellten. Dadurch konnte die Massenauslastung in diesen vier Jahren im Durchschnitt bei 8 % gehalten werden.

Im Jahr 2018 führte die nationale Planung von Denkmalschutzprojekten zum vollständigen Ersatz einer baufälligen Brücke (Mouty-Brücke) auf dem Gelände. Da die Modalitäten für die Übernahme durch die TFA-Branche eine vorherige Sonderprüfung erforderten, war eine mehrjährige Zwischenlagerung auf dem TFA-Gelände notwendig. Dieser massive Metallabfall mit einem Gewicht von umgerechnet 41 Tonnen erklärt den Anstieg der Massenauslastung, der 2018 zu beobachten war.

Zwischen 2018 und 2022 wurden insgesamt vier „Pont Verrues“ abgebaut und anschließend auf dem TFA-Gelände zwischengelagert, was den Anstieg der Massenauslastung bis 2022 erklärt. Im Jahr 2022 wurde eine der vier Brücken abtransportiert, die drei anderen sind jedoch weiterhin auf dem TFA-Gelände zwischengelagert.

Ergriffene Maßnahmen

Seit der Umsetzung des nationalen Rahmenkonzepts „TFA-Lagerplatz“ sind neue Arten von TFA-Abfällen entstanden. Daher wurde 2016 eine Überarbeitung dieses Dossiers eingeleitet, um durch die Vereinfachung des Betriebs dieser Anlage die Lagerung einer größeren Anzahl von Abfallarten zu ermöglichen. Dieses Dossier wurde 2020 fertiggestellt und im Juni 2021 von der ASN genehmigt.

Um zudem die Abfallbewirtschaftung zu optimieren und das Abfallaufkommen zu begrenzen, hat EDF landesweit eine Maßnahme zur Entsorgung von Abfällen aus den TFA-Lagerstätten und veralteten Werkzeugen aus den AOC-Lagerstätten eingeleitet.

Die Herausforderungen im Zusammenhang mit den Lagerbereichen des in Betrieb befindlichen EDF-Parks sind folgender Art:

- Regulatorische Herausforderungen: Der INB-Erlass verpflichtet den Betreiber, Lagerungsdauern festzulegen, die der Art der Abfälle und den Merkmalen der Lageranlagen angemessen sind. Daher wurden Referenzlagerungsdauern für alle Abfalllageranlagen und -bereiche festgelegt, einschließlich des TFA-Bereichs.
- Betrieblich: Das zusätzliche Abfallaufkommen und Materialvolumen im Zusammenhang mit bestimmten Wartungsarbeiten, insbesondere im Rahmen der Programme „Grand Carénage“ und „Post-Fukushima“, erfordert die Freigabe von Lagerflächen und/oder Lagerkapazitäten, da die derzeitige Auslastung dieser Flächen bei einigen bereits hoch ist.

Um diesen Herausforderungen zu begegnen, hat EDF im Jahr 2014 ein Projekt für den gesamten Kraftwerkspark ins Leben gerufen. Ziel ist es, über einen Zeitraum von 10 Jahren 1.000 Container mit Altabfällen und auszusortierendem Werkzeug aus den TFA- und AOC-Bereichen zu entfernen, und zwar durch die Einrichtung eines speziellen Dienstes für Demontage und Aufbereitung[18] .

Zu diesem Zweck werden die Container zu externen „heißen“ Standorten[19] transportiert, wo ihr Inhalt gemäß den Annahmespezifikationen der Behandlungsanlagen (Centraco) und der Endlager (Andra) zerlegt, verpackt oder neu verpackt wird. Die Container selbst werden je nach ihrem Zustand und den Erfordernissen des Parks zerlegt oder wieder in einen Zustand versetzt, der den Transportvorschriften entspricht.

Der erste Container wurde im Dezember 2015 aus dem Lager entnommen. Bis Ende 2020 wurden 491 Container zur Demontage und Konditionierung der damit verbundenen Abfälle an eine externe „heiße“ Basis transportiert. Das Ziel ist die Verbringung von durchschnittlich 100 Containern pro Jahr auf Ebene des Parks. Es wurde eine technisch-wirtschaftliche Erfahrungsauswertung erstellt, um die Bewirtschaftungsstrategie zu optimieren und die umgesetzten Rückverfolgbarkeitsmaßnahmen zuverlässiger zu gestalten.

Entstehung und/oder Entsorgung radioaktiver Abfälle

Anfall von Abfällen mit sehr geringer Aktivität (TFA)

Abbildung 18 zeigt die Mengen an TFA-Abfällen (in Tonnen), die vom Kernkraftwerk Blayais an das Industriezentrum für die Sammlung, Zwischenlagerung und Endlagerung (CIRES) abgeführt wurden.

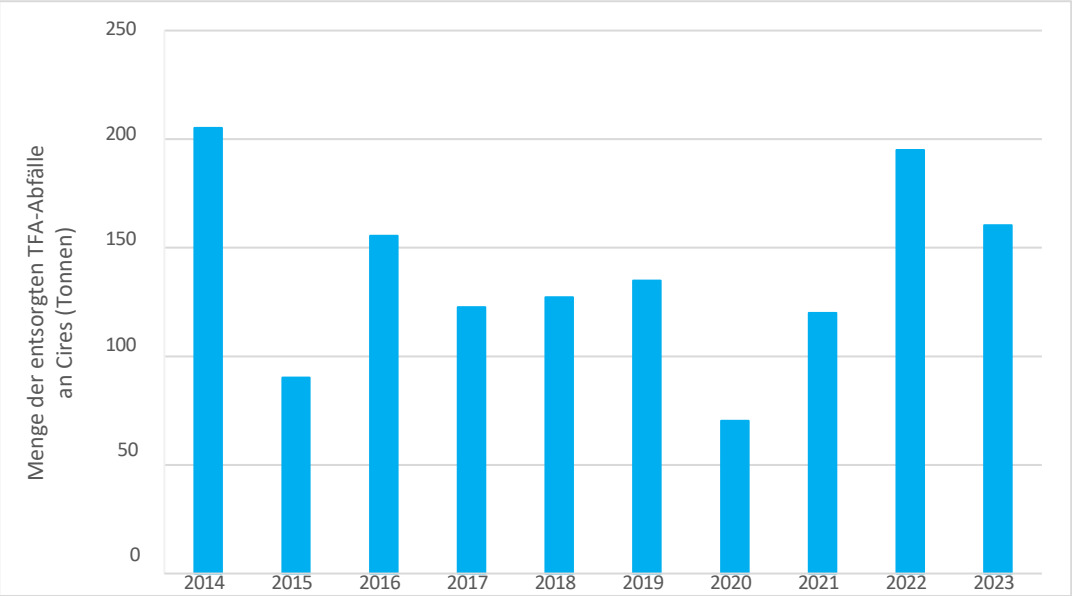


Abbildung 18: Entwicklung der Menge an TFA-Abfällen, die im Zeitraum 2014–2023 an das Cires entsorgt wurden

Die jährlichen Mengen schwanken zwischen 70 Tonnen im Jahr 2020 und 205 Tonnen im Jahr 2014. Im Durchschnitt hat das Kernkraftwerk jährlich 140 Tonnen zum Cires transportiert.

Der Anstieg des Abfallvolumens in den Jahren 2022 und 2023 ist auf Folgendes zurückzuführen:

- Wartungsarbeiten an den Produktionsanlagen,
- den zehnjährigen Inspektionen

[18] Was das Kernkraftwerk Blayais betrifft, wurden im Zeitraum 2016–2018 52 Container bearbeitet.

[19] Eine Anpassung an die Transportvorschriften wird bei Bedarf vorab mithilfe einer mobilen Einheit (UMIS: Mobile Einsatzgruppe vor Ort) vorgenommen

- zur Entfernung eines massiven Bauteils (einer „Warzenbrücke“) im Jahr 2022
- bei der Wiederaufnahme der Lieferungen von kationischen Harzen ab 2022
- bei der Durchführung einer speziellen Aufbereitungskampagne für Sand und pulverförmige Stoffe.

Produktion von kurzlebigen Abfällen geringer Radioaktivität (FA-VC)

Abbildung 19 zeigt die Entwicklung der jährlichen Produktion von FA-VC-Technologieabfällen, die in 200-Liter-Metallfässern verpackt sind, im Kernkraftwerk Blayais im Zeitraum 2014–2023.

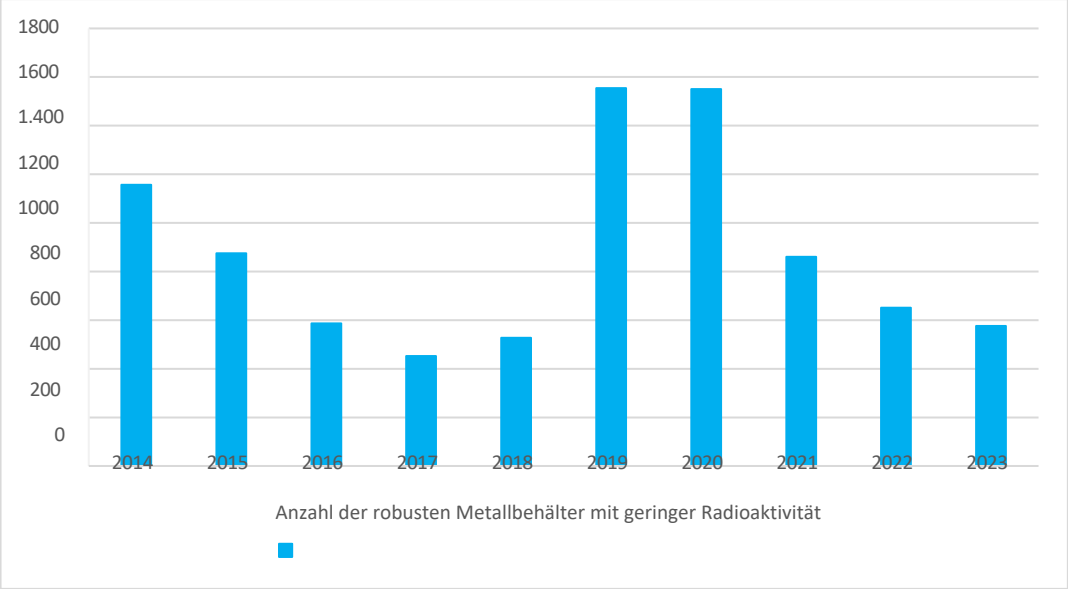


Abbildung 19: Entwicklung der Anzahl der im Zeitraum 2014–2023 hergestellten 200-Liter-Metallfässer

Die Produktion von FA-VC-Fässern für technologische Abfälle unterliegt im Zeitraum 2014–2023 relativ starken Schwankungen.

Dieser Behältertyp stellt nämlich eine Alternative zu Kunststoffbehältern für feste, verbrennbare Abfälle dar.

Ihre Verwendung wurde vom Kernkraftwerk Blayais (CNPE) in den Jahren 2019 und 2020 genutzt, da sich die jährliche technische Abschaltung verlängerte, was sich auf die Wiederinbetriebnahme der Verbrennungsanlage auswirkte, und aufgrund der durch COVID-19 bedingten Gesundheitslage, die die Aufnahmekapazitäten des Centraco-Entsorgungssystems vorübergehend einschränkte.

Abbildung 20 zeigt die Entwicklung der jährlichen Produktion von verbrennbaren, technologischen Abfällen mit geringer Radioaktivität und kurzer Halbwertszeit, die in 200-Liter-Kunststofffässern verpackt wurden, im Kernkraftwerk Blayais im Zeitraum 2014–2023.

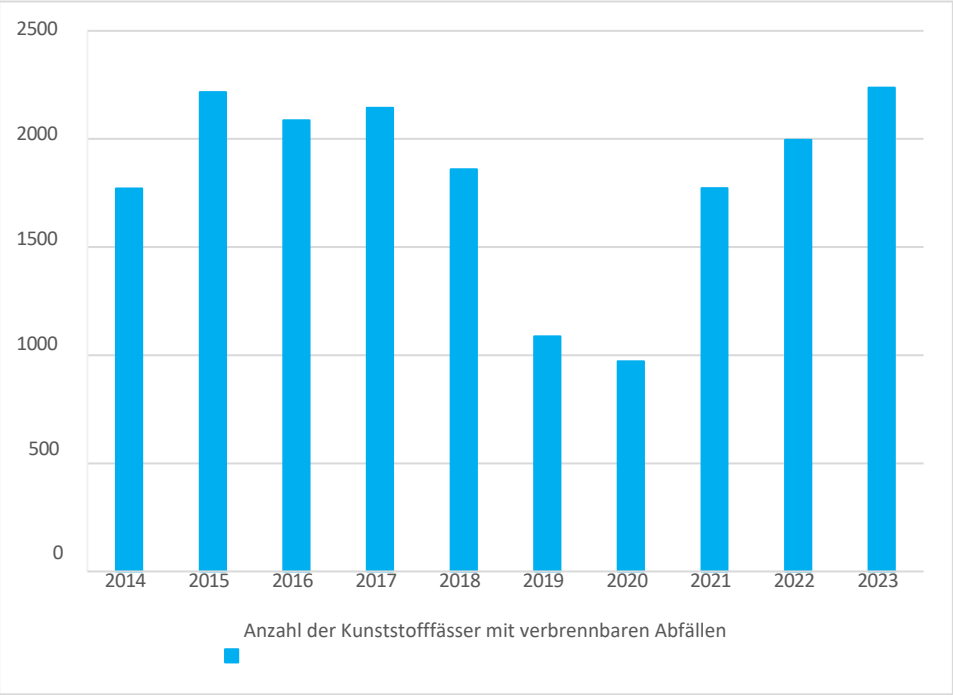


Abbildung 20: Entwicklung der Anzahl der im Zeitraum 2014–2023 anfallenden Kunststofffässer mit FA-VC-Abfällen

Die durchschnittliche jährliche Menge an Kunststofffässern mit verbrennbaren Abfällen liegt im Zeitraum 2014–2023 bei etwa 1.800 Stück.

Die geringe Produktion in den Jahren 2019 und 2020 ist auf die Umleitung dieser Abfälle zum CSA zurückzuführen, die aufgrund einer Verlängerung der technischen Stilllegung der Verbrennungsanlage und der durch COVID-19 bedingten Gesundheitslage erfolgte.

Es ist anzumerken, dass seit 2008 die Verwendung von 200-Liter-Kunststofffässern flächendeckend eingeführt wurde. Diese Maßnahme brachte folgende Vorteile mit sich:

- der Verarbeitungsgeschwindigkeit (die automatische Annahmestraße für in Metallfässern angelieferte Abfälle und deren Aufbereitung zu Ballen bei Centraco hatte sich zu einem Engpass in der Verarbeitung entwickelt),
- der Abfallerzeugung: Die Rückstände aus der Verbrennung der Kunststofffässer sind weniger voluminös als die Rückstände aus dem Schmelzen der Metallfässer, die zuvor zu Schrott zerkleinert wurden,
- Dosimetrie: Die Kunststofffässer werden zusammen mit den darin enthaltenen Abfällen verbrannt, während zuvor, wenn die automatische Entleerungsanlage für Metallfässer ausfiel, die Abfälle manuell in Zusatzschleusen entnommen werden mussten.

Darüber hinaus wird monatlich ein Indikator überwacht, um sicherzustellen, dass die Dichte der Fässer optimiert ist

Erzeugung von Verdampferkonzentraten (kurzlebige, schwach- oder mittelradioaktive Prozessabfälle – FAMA-VC)

Die vom Kernkraftwerk Blayais erzeugten Verdampferkonzentrate werden zur Lagerung im CSA in Betonschalen verpackt.

Abbildung 21 zeigt die Entwicklung der Anzahl der vom Kernkraftwerk Blayais im Zeitraum 2014–2023 hergestellten Betonbehälter.

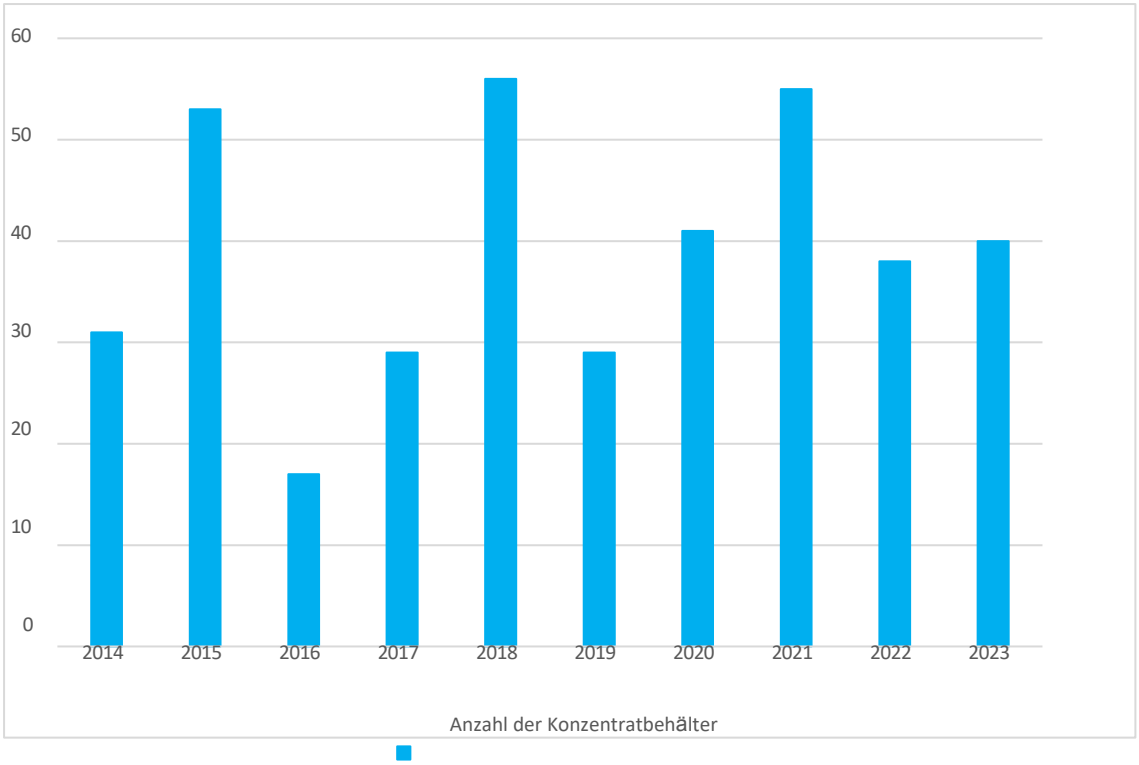


Abbildung 21: Entwicklung der Anzahl der produzierten Konzentratkörner im Zeitraum 2014–2023

Die durchschnittliche Jahresproduktion beträgt 39 Behälter. Die Herstellung und die Verpackung dieser Abfälle erfolgen getrennt, da die Behälter kampagnenweise hergestellt werden. Aus diesem Grund kann die Anzahl der hergestellten Behälter von Jahr zu Jahr variieren, je nach Planung dieser Kampagnen.

Es ist anzumerken, dass die Betriebsabläufe des TEU-Verdampfers optimiert wurden, um die pro Hülle verpackte Konzentratmenge zu maximieren. Dabei werden die borhaltigen Abwässer so weit verdampft, bis ihr Borgehalt so nah wie möglich an den maximal zulässigen Gehalten in der Hülle liegt (wobei darüber hinaus weitere maßgebliche physikalisch-chemische Parameter zu berücksichtigen sind).

Anfall von technologischen Abfällen und Wasserfiltern mittlerer Aktivität mit kurzer Halbwertszeit

Abbildung 22 zeigt die Produktion von technologischen Abfällen und Wasserfiltern mittlerer Aktivität mit kurzer Halbwertszeit (MA-VC), die im Zeitraum 2014–2023 vom Kernkraftwerk Blayais in Betonschalen verpackt wurden.

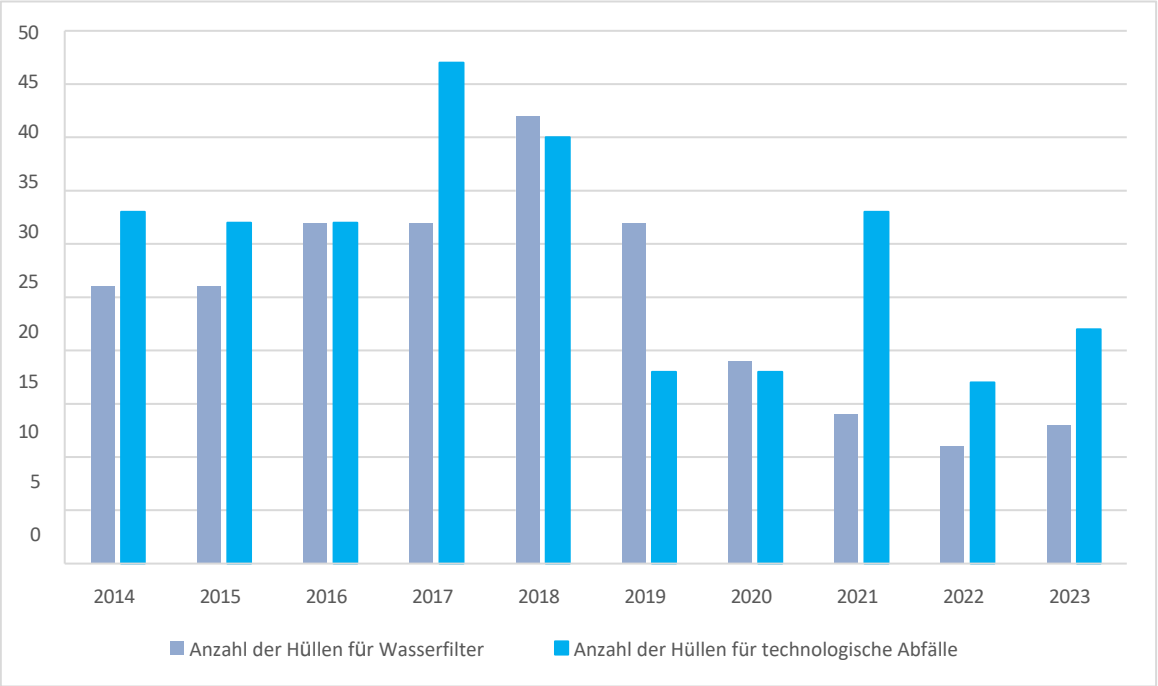


Abbildung 22: Wasserfiltergehäuse und technologische Abfälle, die vom Kernkraftwerk Blayais im Zeitraum 2014–2023 produziert wurden

Die Produktion von Wasserfiltergehäusen ist seit 2020 zurückgegangen. Der Jahresdurchschnitt sank von 28 Gehäusen im Zeitraum 2014–2019 auf 14 Gehäuse zwischen 2020 und 2023. Dieser Rückgang hängt mit der seit 2019 vorübergehenden Einstellung der Produktion von vorbestückten Wasserfiltergehäusen (Zulassung 10AY, entsprechend spezifischen, nicht prozessbezogenen Wasserfiltern, die für besondere Wartungsarbeiten verwendet werden) zusammen, die auf einen Mörtelwechsel zurückzuführen ist, der eine Änderung der lokalen Verfahren erfordert.

Die Produktion von Hüllen für radioaktive technologische Abfälle wies keine nennenswerten Schwankungen auf (durchschnittliche Produktion von 27 Hüllen pro Jahr), abgesehen von 2017, als eine Verpackungskampagne für Lüftungsfilter durchgeführt wurde. Die festgestellten Schwankungen hängen mit den verschiedenen Arten von Reaktorabschaltungen zusammen, während derer diese Abfälle anfallen. Es ist anzumerken, dass durch das Verdichten die durchschnittliche Anzahl der Behälter mit bestrahlten technischen Abfällen, die jährlich vom Kernkraftwerk Blayais an das CSA versandt werden, seit 2018 auf durchschnittlich 22 gesenkt werden konnte.

1.2.4.4.2 Bilanz der konventionellen Abfälle

Lagerung

Im Rahmen der Entsorgung konventioneller Abfälle hat das Kernkraftwerk Blayais 1998 einen speziell eingerichteten Umschlagplatz in Betrieb genommen, um die Lagerung, den Transport und die Nutzung von Verwertungs- und Behandlungswegen (Entsorgungsstufen) zu optimieren. Dieser Umschlagplatz ist mit Sammelstellen verbunden, die so nah wie möglich an den Produktionsstätten angeordnet sind.

Seine Konzeption und sein Betrieb ermöglichen es:

- die aus dem Kernkraftwerk abfließenden Abfallströme zu erfassen und zu kontrollieren;
- die Auswirkungen auf geschützte Interessen zu kontrollieren und die geltenden gesetzlichen Anforderungen zu erfüllen, insbesondere durch die Förderung von Wiederverwendung, Recycling und Verwertung.

Der Umschlagbereich ermöglicht die getrennte Sammlung, Sortierung, Zusammenführung und Zwischenlagerung von Abfällen. Die Zusammenführung erleichtert zudem die Organisation des Abfalltransports und die Einhaltung der vorgeschriebenen Lagerfristen.

Anfall konventioneller Abfälle

Konventionelle Abfälle werden in drei Kategorien unterteilt: gefährliche Abfälle, Inertabfälle und nicht gefährliche, nicht inerte Abfälle.

Die Abbildungen 23, 24 und 25 zeigen die jährliche Abfallbilanz für jede der Abfallkategorien im Zeitraum 2014–2023 durch das Kernkraftwerk Blayais.

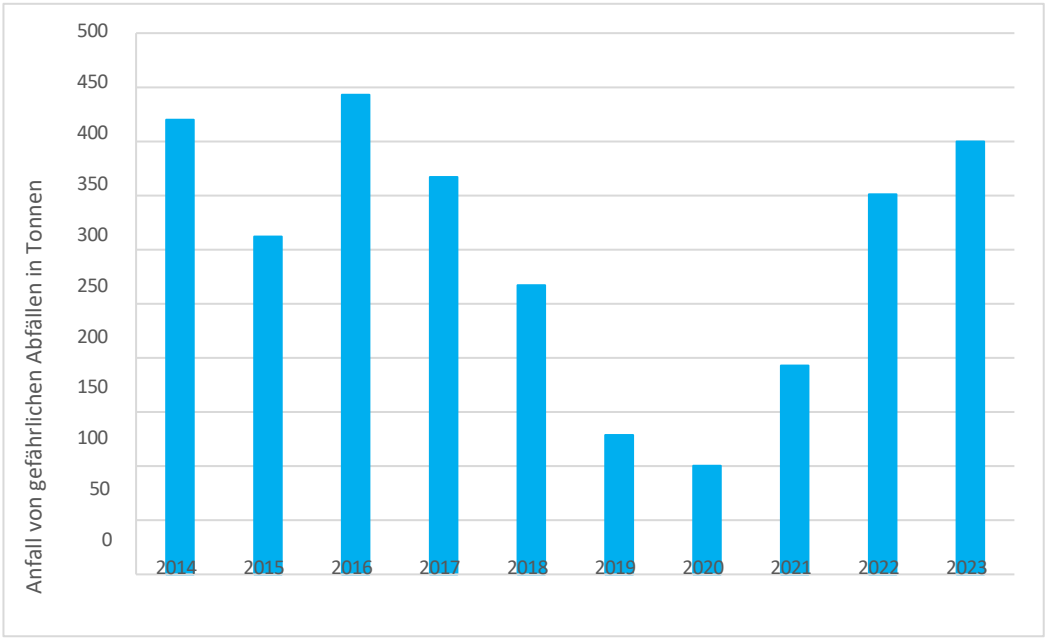


Abbildung 23: Entwicklung des Aufkommens an gefährlichen Abfällen (in Tonnen) im Zeitraum 2014–2023

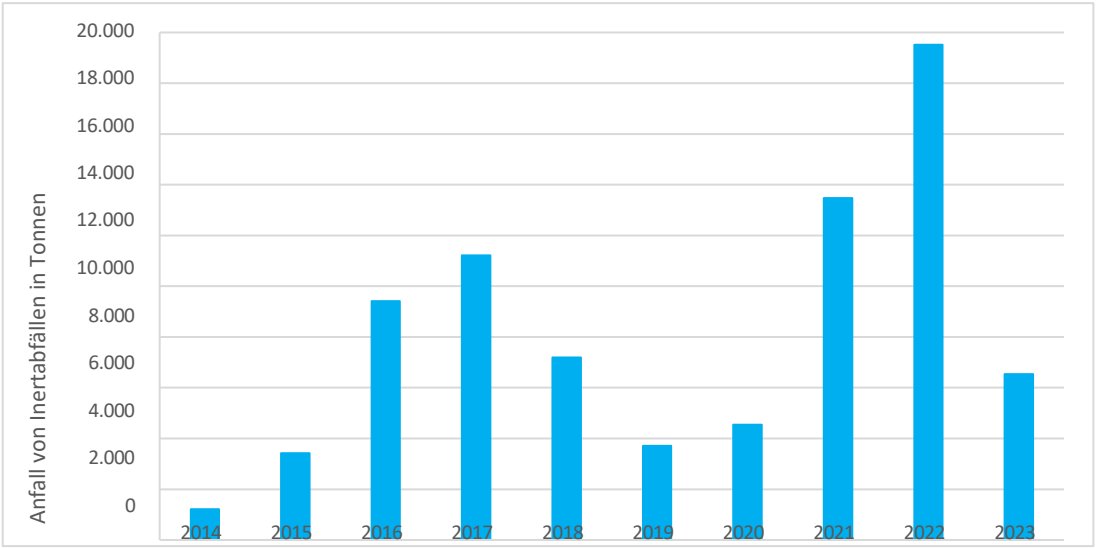


Abbildung 24: Entwicklung des Aufkommens an Inertabfällen (in Tonnen) im Zeitraum 2014–2023

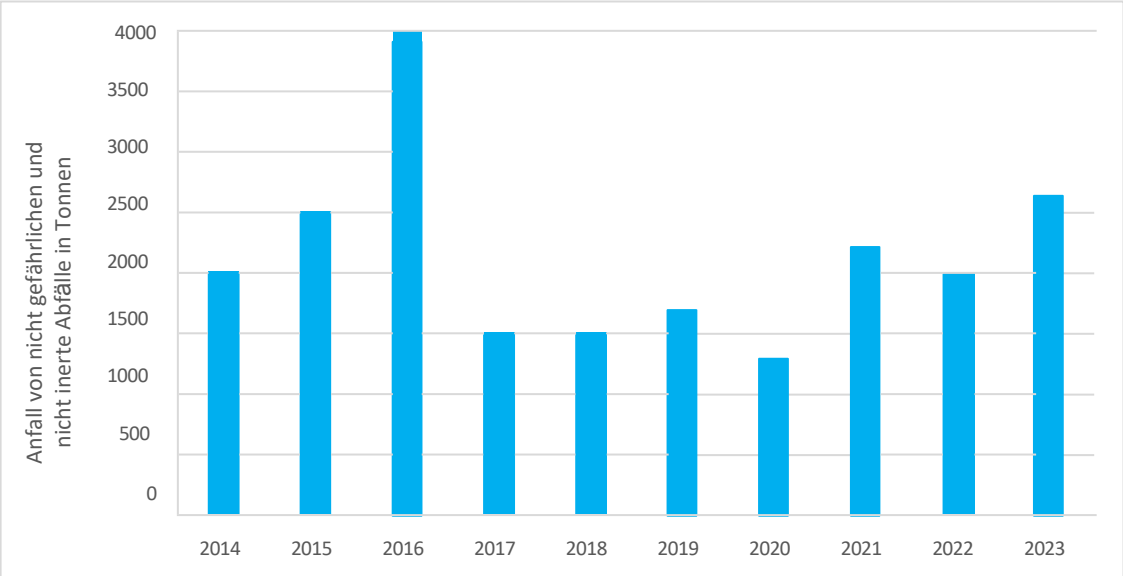


Abbildung 25: Entwicklung des Aufkommens an nicht gefährlichen und nicht inerten Abfällen (in Tonnen) im Zeitraum 2014–2023

Im Zeitraum 2014–2023

- beträgt das jährliche Aufkommen an gefährlichen Abfällen durchschnittlich 298 Tonnen, wobei von 2016 bis 2020 ein rückläufiger Trend zu beobachten ist. Der Anstieg in den Jahren 2022 und 2023 ist hauptsächlich auf das Aufkommen einer großen Menge an mit Kohlenwasserstoffen vermischtem Abwasser zurückzuführen.
- Die Anfallmengen an Inertabfällen sind gestiegen:
  - in den Jahren 2016 und 2017 aufgrund von Bauarbeiten im Zusammenhang mit dem Bau der DUS (Diesel-Notstromaggregate) und neuer Gebäude auf dem Gelände des Kernkraftwerks;
  - in den Jahren 2021 und 2022 aufgrund von Bauvorhaben wie dem Deichbau, dem CCL (Lokales Krisenzentrum) und dem Bau neuer Gebäude.
- Das Aufkommen an nicht gefährlichen und nicht inerten Abfällen ist stabil und lag im Zeitraum 2014–2023 im Durchschnitt bei 2.000 Tonnen pro Jahr.

Generell setzt das Kernkraftwerk Blayais eine konventionelle Abfallwirtschaft um, die den im Umweltgesetzbuch festgelegten Grundsätzen entspricht, nämlich:

- die Entstehung und Gefährlichkeit konventioneller Industrieabfälle durch eine optimierte Abfallbewirtschaftung zu reduzieren;
- Förderung von Recycling und Verwertung.

Das Kernkraftwerk Blayais setzt die Leitlinien und Referenzdokumente um, die auf Konzernebene von der Gruppe „Abfälle und Kreislaufwirtschaft“ (GDEC) erarbeitet wurden, die seit 2006 damit beauftragt ist, die Entsorgung konventioneller Abfälle für alle Einheiten der EDF SA zu koordinieren.

Darüber hinaus nutzt es das nationale Tool (OGIDE), das die Erfassung von Abfallbeständen sowie deren Entsorgungswege ermöglicht und die Übermittlung von behördlichen Informationen über die Anwendung „Trackdéchets“ erleichtert.

Ergänzend zur Überwachung des gesetzlichen Indikators (IR) im Zusammenhang mit der Verwertung von regulierten Abfällen (Verpackungen, Öle und Batterien usw.) werden seit 2008 jährlich auch interne Ziele für alle verwertbaren Abfälle festgelegt (Referenzindikator „Ival“).

Abbildung 26 zeigt die Entwicklung des Indikators für die Verwertung regulierter Abfälle (IR) und des Ival-Indikators für alle verwertbaren Abfälle im Zeitraum 2014–2023.

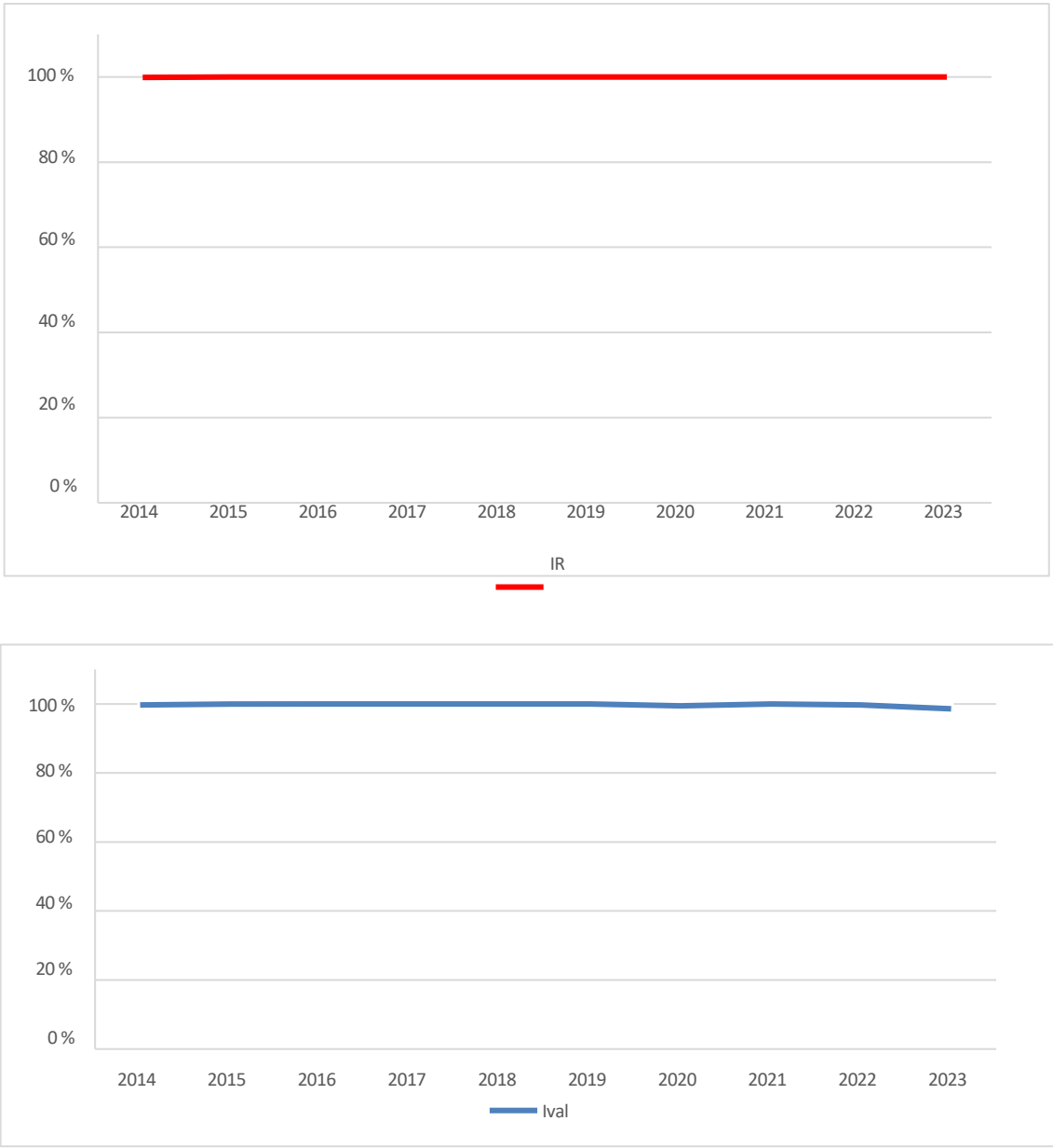


Abbildung 26: Entwicklung der Verwertungsindikatoren für regulierte Abfälle (IR in Rot) und verwertbare Abfälle (Ival in Blau)

Diese Ergebnisse zeigen, dass das Kernkraftwerk Blayais den gesamten regulierten Abfall (mit Ausnahme des Jahres 2014, in dem 0,1 % des Abfalls nicht verwertet werden konnten) sowie den leicht verwertbaren Abfall (im Durchschnitt des Zeitraums wurden 100 % dieses Abfalls verwertet) verwertet hat.

Es ist anzumerken, dass das Kernkraftwerk Blayais im Jahr 2016 mit Unterstützung der Ingenieurdienste im Rahmen der Arbeiten zur Generalüberholung eine Risikoanalyse zur Entstehung konventioneller Abfälle durchgeführt hat. Diese Risikoanalyse ermöglichte es dem Kernkraftwerk anschließend, einen Aktionsplan zu erarbeiten, um zu verhindern, dass es jemals zu einer Blockadesituation aufgrund einer massiven, nicht vorhersehbaren Entstehung konventioneller Abfälle kommt.

1.2.4.4.3 Prüfung der in der Umweltverträglichkeitsstudie dargelegten Modalitäten der Abfallbewirtschaftung

In Anwendung von Artikel 2.4.1.1° des geänderten Beschlusses 2015-DC-0508 hat das Kernkraftwerk Blayais die in der Umweltverträglichkeitsprüfung enthaltenen Modalitäten der Abfallbewirtschaftung geprüft, um deren Vereinbarkeit mit den in den Artikeln L. 541-11, L. 541-13 und L. 542-1-2 des Umweltgesetzbuchs vorgesehenen Plänen sowie ihre Übereinstimmung mit den Vorschriften, die in den zur Umsetzung von Artikel L. 542-1-2 desselben Gesetzbuchs erlassenen Rechtsvorschriften festgelegt sind.

In Anwendung von Artikel 2.4.1.2° desselben Beschlusses hat er die Optimierung der Bewirtschaftung seiner gesamten Abfälle erneut bewertet. Daraus geht hervor, dass die Optimalität der in der Umweltverträglichkeitsprüfung dargelegten Abfallbewirtschaftungsmaßnahmen gewährleistet ist. Allerdings kann die Vereinbarkeit der in der Umweltverträglichkeitsprüfung vorgesehenen Entsorgungsmodalitäten mit den im PNGMDR festgelegten Leitlinien sowie deren Übereinstimmung mit den Vorschriften der zur Umsetzung dieses Plans erlassenen Rechtsvorschriften und/oder deren Vereinbarkeit mit dem nationalen Abfallvermeidungsprogramm (PNPD) bzw. dem regionalen Plan zur Abfallvermeidung und -bewirtschaftung der Region Nouvelle-Aquitaine (PRPGD) zum gegenwärtigen Zeitpunkt nicht überprüft werden, da diese Elemente in der aktuellen Umweltverträglichkeitsprüfung fehlen (die Umweltverträglichkeitsprüfung wurde vor Inkrafttreten des geänderten Beschlusses 2015-DC-0508 erstellt) oder sich einer oder mehrere dieser Pläne seit der letzten Aktualisierung der Umweltverträglichkeitsprüfung geändert haben. Es ist vorgesehen, die Elemente, die die Erfüllung von Artikel 2.4.1 ermöglichen, bei der nächsten Aktualisierung der Umweltverträglichkeitsprüfung, die für 2032 vorgesehen ist, in diese aufzunehmen bzw. zu überarbeiten. Diese Maßnahme ist Gegenstand eines Konformitätsmanagements.

1.2.4.5 Belästigungen

Das Kernkraftwerk Blayais berücksichtigt in seiner Organisation die Rückverfolgbarkeit von Anfragen, die von einer Privatperson oder einer Organisation gestellt werden, sowie deren Bearbeitung.

Eine Anfrage ist definiert als eine Frage, ein Informationsbedarf oder auch eine Unzufriedenheit, die die Anlagen, den industriellen Betrieb des Kernkraftwerks oder dessen Auswirkungen auf die Umwelt betreffen kann.

Zwischen 2014 und 2023 gab es folgende Anfragen bezüglich Belästigungen:

- In den Jahren 2015 und 2019: 2 Anfragen bezüglich Lärmbelästigungen durch das Kernkraftwerk. Diese Geräusche waren auf die Wiederinbetriebnahme der Reaktoren Nr. 1 (2015) und Nr. 3 (2019) zurückzuführen, die eine erhebliche Freisetzung von Wasserdampf erforderten, was wiederum Lärm verursachte.

Diese kurzzeitigen Geräusche, die mit dem Wiederanfahren oder dem Abschalten eines Reaktors zusammenhängen, gehören zum normalen Betrieb des Kernkraftwerks.

Es ist außerdem anzumerken, dass die Anwohner im Falle von Aktivitäten, die Geräusche verursachen, die außerhalb des Kernkraftwerks wahrnehmbar sein könnten (z. B. bei der Durchführung von Ventiltests), im Voraus informiert werden.

Darüber hinaus ist der Lärm von Kernkraftwerken (INB) gesetzlich geregelt. Insbesondere ist gemäß Artikel 4.4.5. I. der Umweltverfügung vorgesehen, dass der Betreiber mindestens einmal alle zehn Jahre auf eigene Kosten eine Messung der Lärmemissionen seiner Anlage durchführt. In Abschnitt I-2.7 werden die Ergebnisse der zwischen Februar und März 2021 durchgeführten Lärmmesskampagne vorgestellt.

1.3 FAZIT

Das Kernkraftwerk Blayais verfügt über ein System zur Begrenzung der von der Anlage ausgehenden Beeinträchtigungen für die geschützten Interessen (ISO 14001-Zertifizierung, Optimierung der Abwasser- und Abfallentsorgung, Umweltüberwachung, Erhaltung der Biodiversität) sowie zur Einhaltung der für die Anlage geltenden Vorschriften zur Begrenzung dieser Beeinträchtigungen.

Die Auswertung der gewonnenen Erfahrungen und die im Rahmen der regelmäßigen Überprüfung durchgeführten Kontrollen zur Beurteilung der Situation der Anlage im Hinblick auf die für sie geltenden Vorschriften zur Begrenzung der Beeinträchtigungen zeigen, dass:

- Das Kernkraftwerk ist so organisiert, dass die Einhaltung der Vorschriften im Zusammenhang mit den von der Anlage ausgehenden Gefahren für die geschützten Interessen jederzeit gewährleistet ist. So hat das Kernkraftwerk Maßnahmen zu allen im Rahmen des Compliance-Managements identifizierten Anforderungen eingeleitet und überwacht deren Umsetzung. Darüber hinaus setzt es die Analyse der Anforderungen fort, deren Konformitätsstatus noch zu klären ist.
- Das Management signifikanter Ereignisse ist gut in das integrierte Managementsystem des Kernkraftwerks eingebunden. Für alle im Berichtszeitraum im Kernkraftwerk erfassten Ereignisse wurden Korrekturmaßnahmen eingeleitet. Zwei wiederkehrende Probleme wurden identifiziert und wirksam behoben. Signifikante Ereignisse werden bearbeitet, und die Wirksamkeit der Maßnahmen wird nachgewiesen.
- Die Organisation des Kernkraftwerks ermöglicht es ihm, die festgelegten Anforderungen in Bezug auf die EIPi sowie die damit verbundenen Bestimmungen zur Wartung und Überwachung vor Ort einzuhalten. Tatsächlich zeigen die bei der regelmäßigen Überprüfung durchgeführten Kontrollen, dass alle vorgesehenen Wartungsmaßnahmen, Kontrollen und Prüfungen vor Ort fristgerecht durchgeführt wurden.
- Die Bilanz der Abwasserableitungen zeigt, dass das Kernkraftwerk Blayais im betrachteten Zeitraum relativ niedrige und stabile Ableitungswerte erreicht hat und dass kein signifikanter Anstieg einer Ableitung – weder schrittweise noch wiederholt – festgestellt wurde, dessen Ursache ein Geräteausfall gewesen wäre. Es wurden keine Anlagen identifiziert, die zwar nicht als EIPi eingestuft sind, aber zum Schutz der Interessen beitragen und daher in die EIPi-Liste des Kernkraftwerks Blayais aufgenommen werden müssten.
- Was die Abfälle betrifft, so lässt sich anhand der Analyse der Daten für den Zeitraum 2014–2023 nachweisen, dass die vom Kernkraftwerk Blayais umgesetzten Maßnahmen eine optimierte Entsorgung gewährleisten (einschließlich der Abfälle, für die es noch kein endgültiges Entsorgungskonzept gibt).

Die Organisation des Kernkraftwerks Blayais ermöglicht es ihm, die Einhaltung der geltenden Vorschriften zu gewährleisten und die von der Anlage ausgehenden Beeinträchtigungen der geschützten Interessen unter Kontrolle zu halten.

KAPITEL 2: NEUBEWERTUNG

2 AKTUALISIERUNG DER BEURTEILUNG DER NACHTEILE, DIE DAS KERNKRAFTWERK FÜR DIE GESCHÜTZTEN INTERESSEN DARSTELLT 307

2.1 ANALYSE DER LEISTUNG DER MASSNAHMEN ZUR VERHINDERUNG UND VERRINGERUNG DER VOM KERNKRAFTWERK VERURSACHTEN AUSWIRKUNGEN UND BELÄSTIGUNGEN IM HINBLICK AUF DIE WIRKSAMKEIT DER BESTEN VERFÜGBAREN TECHNIKEN 307

2.2 ANALYSE DES CHEMISCHEN UND RADIOLOGISCHEN ZUSTANDS DER UMWELT IN DER NÄHE DES KERNKRAFTWERKS 309

2.2.1 Analyse des chemischen und ökologischen Zustands der Umwelt in der Umgebung des Kernkraftwerks 309

2.2.2 Analyse des radiologischen Zustands der Umwelt in der Umgebung des Kernkraftwerks 311

2.3 ANALYSE DES CHEMISCHEN UND RADIOLOGISCHEN ZUSTANDS DER UMWELT AUF DEM GELÄNDE DES KERNKRAFTWERKS (BODENZUSTAND) 312

2.4 GRUNDLAGEN FÜR DIE ÜBERPRÜFUNG DER FREISETZUNGSGRENZWERTE DER IN DER TABELLE IM ANHANG ZU ARTIKEL R. 211-11-1 DES UMWELTGESETZBUCHES GENANNTEN STOFFE 314

2.5 ÜBERSICHT ÜBER DIE DURCHGEFÜHRTEN UNTERSUCHUNGEN, STAND DER NOCH DURCHZUFÜHRENDEN UNTERSUCHUNGEN UND VORAUSSICHTLICHER ZEITPLAN FÜR DIE AUFBEREITUNG DER ABFÄLLE 315

2.6 ASPEKTE, DIE EINE ÜBERPRÜFUNG DER VORSCHRIFTEN IM ZUSAMMENHANG MIT DER LANGFRISTIGEN ÜBERWACHUNG DER RADIOAKTIVITÄT ODER DER DOPPELUNG DER MESSKETTEN ERMÖGLICHEN 320

2.7 MESSUNG DER SCHALLEMISSIONEN DES KERNKRAFTWERKS 321

2 AKTUALISIERUNG DER BEURTEILUNG DER NACHTEILE, DIE DAS KERNKRAFTWERK FÜR DIE GESCHÜTZTEN INTERESSEN DARSTELLT

2.1 ANALYSE DER LEISTUNG DER MASSNAHMEN ZUR VERHINDERUNG UND VERRINGERUNG DER VON DER KERNKRAFTWERK ANLAGE VERURSACHTEN AUSWIRKUNGEN UND BELÄSTIGUNGEN IM HINBLICK AUF DIE WIRKSAMKEIT DER BESTEN VERFÜGBAREN TECHNIKEN

Artikel 1.3.1 der Umweltentscheidung sieht vor: *„Der Betreiber führt regelmäßig eine Leistungsanalyse der Maßnahmen zur Vermeidung und Minderung der von der Kernkraftanlage verursachten Auswirkungen und Belastungen im Hinblick auf die Wirksamkeit der besten verfügbaren Techniken in […] durch*."

Die Analyse der Leistungsfähigkeit der Maßnahmen zur Vermeidung und Minderung der von der Kernkraftanlage Blayais verursachten Auswirkungen und Belastungen im Hinblick auf die Wirksamkeit der besten verfügbaren Techniken, die sogenannte BVT-Analyse, bezieht sich auf die Auslegungsmerkmale, die Betriebspraktiken und die von EDF in der Kernkraftanlage Blayais umgesetzten Optimierungsmaßnahmen.

Der Umfang der BVT-Analyse wird in Verbindung mit den in Artikel 4.1 des INB-Erlasses genannten Beeinträchtigungen festgelegt, unter Anwendung des Grundsatzes der Verhältnismäßigkeit im Hinblick auf die Herausforderungen, wie in Artikel 1.1 desselben Erlasses beschrieben. Die Beeinträchtigungen, die das Kernkraftwerk Blayais für die im Rahmen dieser Analyse berücksichtigten Schutzgüter darstellt, stehen im Zusammenhang mit:

- Wasserentnahmen und -verbrauch;
- Einleitung radioaktiver und chemischer Abwässer;
- Wärmeeinleitungen;
- radioaktiven und konventionellen Abfällen;
- Belästigungen durch Lärmemissionen. Die

BVT-Analyse bezog sich daher auf (siehe Abbildung 27):

- die Einleitung radioaktiver und chemischer Abwässer, die Abfälle und die Lärmemissionen, die durch den nuklearen und den konventionellen Anlagenbereich verursacht werden;
- die Wasserentnahme und der Wasserverbrauch, die Einleitung chemischer Abwässer sowie die Abfälle, die durch die Nebenanlagen des konventionellen Bereichs verursacht werden;
- die Wasserentnahme und der Wasserverbrauch, die Einleitung chemischer Abwässer und die Wärmeabgabe, die durch die Kaltquelle verursacht werden.

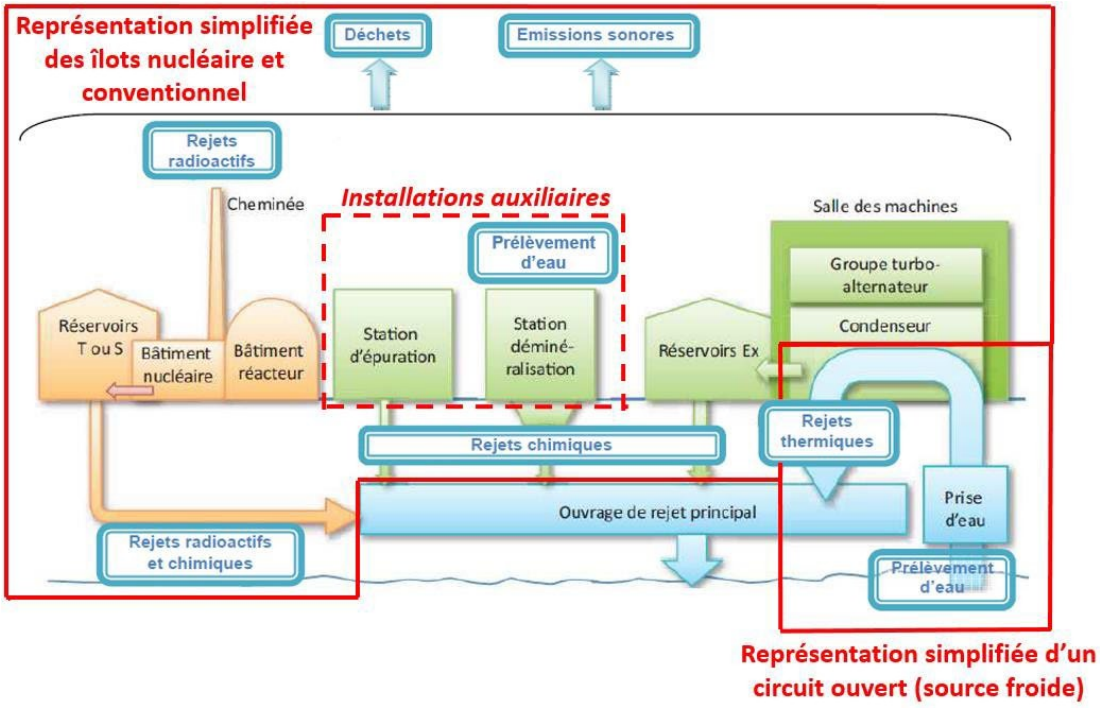


Abbildung 27: Schematische Darstellung der nuklearen und konventionellen Inseln sowie der Kältequelle und der damit verbundenen Nachteile (im offenen Kreislauf gekühltes Kernkraftwerk)

Die durchgeführte BVT-Analyse zeigt, dass die Vermeidung und Verringerung der durch das Kernkraftwerk Blayais verursachten Nachteile durch eine Reihe von Maßnahmen in den Bereichen Auslegung, Betrieb und Überwachung gewährleistet sind. Diese Maßnahmen wurden im Laufe der Jahre optimiert, um den ökologischen, technischen und behördlichen Entwicklungen Rechnung zu tragen. Ihre Auswahl ist das Ergebnis einer Analyse, die darauf abzielt, unter Berücksichtigung aller ökologischen und technischen Einschränkungen, behördlichen Anforderungen und Kosten ein Gesamtoptimum zu definieren.

Darüber hinaus ermöglichen die technologische Beobachtung sowie die Kenntnis und Analyse internationaler Praktiken und anerkannter Leitfäden die Validierung der von EDF getroffenen technischen und strategischen Entscheidungen. Sie tragen zudem zum Prozess der kontinuierlichen Verbesserung der Umweltleistung des Kernkraftwerks Blayais bei.

Zusammenfassend lässt sich sagen:

- In Bezug auf die Wasserentnahme und den Wasserverbrauch:
  - Die für den Kaltwasserbereich umgesetzten Auslegungs- und Betriebsvorschriften stehen im Einklang mit den Empfehlungen des BREF ICS (2001) und anerkannten internationalen Leitfäden.
  - Die vom Kernkraftwerk Blayais für die Hilfsanlagen des konventionellen Blocks (z. B. die Anlage zur Herstellung von entmineralisiertem Wasser) getroffenen Planungs-, Betriebs- und Überwachungsmaßnahmen ermöglichen es, die mit der Wasserentnahme und dem Wasserverbrauch verbundenen Nachteile zu begrenzen.
- In Bezug auf die Einleitungen:
  - Die hinsichtlich der Wärmeeinleitungen umgesetzten Auslegungs- und Betriebsvorschriften für die Kaltwasserquelle stehen im Einklang mit den Empfehlungen des BREF ICS (2001) und anerkannten internationalen Leitfäden.

- Die auf Ebene des Kernkraftwerks (prozessbezogene Anlagen und Hilfsanlagen) umgesetzten technischen Vorkehrungen und Betriebspraktiken zur Vermeidung und Reduzierung von Ableitungen entsprechen den international anerkannten und umgesetzten Standards. Insbesondere sind die Ableitungsmengen des Kernkraftwerks Blayais mit denen internationaler Kernkraftwerke zur Stromerzeugung vergleichbar.

- In Bezug auf Abfälle:
  - Ihre Bewirtschaftung, Entstehung und Entsorgung wird auf Ebene des Kernkraftwerks optimiert und entspricht den Entsorgungs- und/oder Behandlungsverfahren, die als beste verfügbare Techniken (BVT) identifiziert wurden. Die Analyse der Erfahrungen aus dem in Betrieb befindlichen Kernkraftwerkpark sowie der von ausländischen Betreibern getroffenen Maßnahmen ermöglicht einen Überblick über nationale und internationale bewährte Praktiken und trägt zum Prozess der kontinuierlichen Verbesserung bei, der innerhalb der EDF umgesetzt wird.

- In Bezug auf Lärmemissionen:
  - Ihre Begrenzung wird zum einen durch die Umsetzung von Maßnahmen zur Begrenzung des Lärmpegels der Anlagen und zum anderen durch die Überprüfung der Einhaltung der vorgeschriebenen Lärmgrenzwerte mittels regelmäßiger Messkampagnen gewährleistet.

Angesichts der ökologischen Herausforderungen und der lokalen Auflagen für das Kernkraftwerk Blayais lassen die Gesamtumweltleistungen des Kraftwerks den Schluss zu, dass alle umgesetzten Maßnahmen als den besten verfügbaren Techniken (BVT) gleichwertig anzusehen sind.

2.2 ANALYSE DES CHEMISCHEN UND RADIOLOGISCHEN ZUSTANDS DER UMWELT IN DER NÄHE DES KERNKRAFTWERKS

Gemäß Artikel 3.3.6 der Umweltgenehmigung *„führt der Betreiber in regelmäßigen Abständen eine Analyse des chemischen und radiologischen Zustands der Umwelt durch, die sich auf die Anlage und ihre Umgebung erstreckt und in einem angemessenen Verhältnis zur Aktivität und zu den Risiken steht“.*

Die Analyse des chemischen und radiologischen Zustands der Umwelt in der Umgebung des Kernkraftwerks erfolgt auf der Grundlage der Daten aus der kontinuierlichen Umweltüberwachung. Sie wird in den Abschnitten I-2.2.1 und I-2.2.2 dargestellt.

Für den chemischen und radiologischen Zustand der Umwelt auf dem Gelände der Kernkraftwerksanlage stellen die Böden (Rezeptor) die am besten geeignete Matrix für die Durchführung dieser Analyse dar. Sie wird im Abschnitt „Risiken“ – Kapitel II
– § I-2.3, wobei Artikel 3.3.7 Absatz I der Umweltentscheidung darüber hinaus vorsieht: *„Bei Tätigkeiten, die die Erzeugung, Verwendung und Freisetzung radioaktiver oder nicht radioaktiver Stoffe beinhalten, die den Boden und das Grundwasser kontaminieren können, umfasst die in Artikel 3.3.6 genannte Analyse eine Bestandsaufnahme des Bodens der Anlage.“*

2.2.1 Analyse des chemischen und ökologischen Zustands der Umwelt in der Umgebung des Kernkraftwerks

Die Analyse des chemischen und ökologischen Zustands der Umwelt in der Gironde-Mündung, in der Umgebung des Kernkraftwerks Blayais, besteht aus einer räumlichen (Unterschiede zwischen Messstationen im Einflussbereich und außerhalb des Einflussbereichs des Kernkraftwerks Blayais) und zeitlichen (Entwicklungstrends zwischen 2011 und 2020) statistischen Analyse der Werte chemischer, physikalisch-chemischer und biologischer Parameter in der Gironde-Mündung.

Die verwendeten Daten stammen aus der vorgeschriebenen Umweltüberwachung des Kernkraftwerks, die folgende Bereiche umfasst:

- Pelagische Messungen: 8 Messkampagnen pro Jahr, bei denen folgende Parameter erfasst werden:
  - Hydrologie: Wasserstand, Strömungsgeschwindigkeit und -richtung.
  - Physikalisch-chemische Parameter: Temperatur, Salinität, Schwebstoffe (MES), Trübung, gelöster Sauerstoff

, pH-Wert, organischer Kohlenstoff, Nährsalze.

- Chemie: Bor, Morpholin, Ethanolamin, Hydrazin und anionische Tenside.
- Mikrobiologie: halophile Vibrionen.
- Plankton: Chlorophyllpigmente und Zooplankton.

- Benthische Fauna: 8 Probenahmekampagnen pro Jahr zur Erfassung der subtidalen und intertidalen Makrofauna.
- Fischerei: monatliche Erhebungen der zirkulierenden Fauna (12 Erhebungen pro Jahr). Die

Ergebnisse lauten wie folgt:

Was die pelagischen Überwachungen betrifft:

- Die Überwachung der hydrologischen Parameter zeigt die im Mündungsgebiet der Gironde während eines Gezeitenzyklus üblicherweise beobachtete Zirkulation. Die zeitlichen Schwankungen der Parameter im pelagischen Bereich (Temperatur, Salinität, Schwebstoffe, Trübung, gesamter und partikulärer organischer Kohlenstoff, Bor, Phytoplankton und Zooplankton, Mikrobiologie) hängen im Wesentlichen mit der Klimatologie, der Hydrologie (Flussabflüsse und Gezeitenkoeffizienten), der Saisonalität der Umwelt und der sedimentären Hydrodynamik zusammen. Sie spiegeln eine natürliche Funktionsweise des Mündungsgebiets wider. Eine saisonale Variabilität fehlt bei allen Nährsalzen nahezu vollständig, was mit den hohen Suspensionsstoffkonzentrationen im Mündungsgebiet zusammenhängt.

- Als Reaktion auf Schwankungen der Flussabflüsse und des Meerwassereinbruchs zeigt sich in der Mündung ein räumlicher Gradient (stromaufwärts/stromabwärts) hinsichtlich des Salzgehalts, der Trübung, Schwebstoffen, dem gesamten und partikulären organischen Kohlenstoff, Bor, den Nährsalzen, dem Phytoplankton und Zooplankton sowie den Anteilen der verschiedenen Vibrio-Arten, was auf eine natürliche Funktionsweise des Mündungsgebiets hindeutet. Für gelösten Sauerstoff und den pH-Wert wird kein Gradient von stromaufwärts nach stromabwärts beobachtet, was charakteristisch für die natürliche Variabilität der Gironde-Mündung ist.

- Chemische Substanzen wie Morpholin, Ethanolamin und Hydrazin weisen Konzentrationen unterhalb ihrer jeweiligen Bestimmungsgrenzen auf. Was anionische Tenside (Waschmittel) betrifft, so liegen die gemessenen Konzentrationen über den gesamten Zeitraum 2011–2020 unter den Konzentrationen, die eine schädliche Wirkung auf die Mündungsumgebung haben könnten.

- Die Ergebnisse der mikrobiologischen Überwachung zeigen eine ausgeprägte saisonale Schwankung der Vibrio-Konzentrationen, was für die Mündung typisch ist.

Was die benthischen und fischereilichen Untersuchungen betrifft:

- Die Artenvielfalt und das Vorkommen der benthischen Fauna variieren entlang eines räumlichen Gradienten. Für den subtidalen benthischen Bereich lässt sich dies durch punktuelle Versandung, den Salzgehaltsgradienten und Strömungen erklären. Was den intertidalen benthischen Bereich betrifft, kann diese Dynamik durch natürliche Schwankungen der hydroklimatischen Umwelt bedingt sein oder Trends in der ökologischen Qualität des Ökosystems der Gironde widerspiegeln, die typischerweise entlang des zunehmenden Salzgehaltsgradienten (stromaufwärts–stromabwärts) der Mündung beobachtet werden, ohne dass ein Einfluss des Kernkraftwerks Blayais auf den benthischen Bereich festgestellt wurde. Die interannuelle Dynamik der Korngrößenverteilung und der benthischen Populationen im Gezeitenbereich variiert nur geringfügig. Im Gegensatz dazu nimmt der Artenreichtum der subtidalen benthischen Wirbellosen im Laufe der Jahre zu, was aus ökologischer Sicht insgesamt positiv zu bewerten ist.

- Was die fischereiliche Makrofauna betrifft, so lassen sich räumliche Schwankungen in der Häufigkeit bestimmter Arten feststellen, die mit dem im Gironde-Mündungsgebiet üblicherweise beobachteten Salzgehaltsgradienten zusammenhängen. Die jährlichen Schwankungen in der Dynamik der Fischpopulationen, der Rekrutierung und der Bestandsstruktur während dieses Jahrzehnts stehen in engem Zusammenhang mit hydrologischen und klimatischen Umweltveränderungen.

Im Rahmen der Überwachung der aquatischen Umwelt des Kernkraftwerks Blayais lässt die Analyse aller im Zeitraum 2011–2020 erhobenen Daten keinen Einfluss des Kernkraftwerks auf die Populationen und die Mündungsumgebung erkennen.

2.2.2 Analyse des radiologischen Zustands der Umwelt in der Umgebung des Kernkraftwerks

Die Analyse des radiologischen Zustands der Umwelt in der Umgebung des Kernkraftwerks Blayais stützt sich auf die jährlichen radioökologischen Überwachungen und die durchgeführten Zehnjahresbilanzen. Sie umfasst einen Vergleich der Analyseergebnisse mit dem vor der Inbetriebnahme des Kernkraftwerks festgelegten Referenzzustand (oder „Nullpunkt“).

Die wichtigsten Schlussfolgerungen dieser Analyse für den Zeitraum 2011–2020 lauten wie folgt:

- Die in der terrestrischen und aquatischen Umwelt in der Umgebung des Kernkraftwerks Blayais vorhandene Radioaktivität ist überwiegend natürlichen Ursprungs und geht im Wesentlichen auf Kalium-40 und Beryllium-7 zurück. Die Werte der natürlich vorkommenden Radioaktivität sind in der terrestrischen und aquatischen Umwelt in der Umgebung des Kernkraftwerks seit dem Referenzzustand stabil geblieben.

- In der terrestrischen Umwelt in der Umgebung des Kernkraftwerks Blayais stammt die künstliche Radioaktivität hauptsächlich aus den Restwerten des atmosphärischen Fallouts von Atomtests in der Atmosphäre, aus dem Fallout des Unfalls von Tschernobyl sowie in geringerem Maße aus dem Unfall von Fukushima Daiichi. Diese Ereignisse sind der Grund dafür, dass im Zeitraum 2011–2020 Cäsium-134 und -137, Jod-131 sowie – ausschließlich im Zusammenhang mit den Atomtests – Nickel-63, Strontium-90 und Alpha-Strahler (Plutonium-238, Plutonium-239 und -240 sowie Americium-241) nachgewiesen wurden. Der Niederschlag aus atmosphärischen Kernwaffentests trägt ebenfalls zum Hintergrundgehalt an Tritium und Kohlenstoff-14 bei. Diese beiden Radionuklide entstehen zudem auf natürliche Weise und gehören ebenfalls zu den Radionukliden, die in den Abwässern der Anlagen des Kernkraftwerks CNPE enthalten sind. Mit Ausnahme eines punktuellen Nachweises[20] von freiem Tritium in einer Honigprobe und von organisch gebundenem Tritium in einer Probe von Wiesenkräutern sowie von Kohlenstoff-14 in bestimmten Milch- und Pflanzenproben wurde kein weiterer Beitrag der Abwasserableitungen des Kernkraftwerks Blayais zu den in der terrestrischen Umwelt in der Umgebung des Kernkraftwerks gemessenen Aktivitäten nachgewiesen. Die Auswirkungen der atmosphärischen Ableitungen radioaktiver Abwässer des Kernkraftwerks, die unter Einhaltung der gesetzlichen Grenzwerte erfolgen, sind vernachlässigbar.

- In der aquatischen Umwelt ist die künstlich bedingte Gamma-Radioaktivität hauptsächlich auf Cäsium-137 zurückzuführen, das aus früheren globalen Fallout-Ereignissen stammt (Atomwaffentests in der Atmosphäre und der Unfall von Tschernobyl). Das Cäsium 134, das 2011 in einer Probe von Blütenpflanzen gemessen wurde, stammt aus dem Fallout des Unfalls von Fukushima Daiichi. Das in der aquatischen Umwelt nachgewiesene Strontium-90 und die Alpha-Strahler (die nicht in den flüssigen Ableitungen des Kernkraftwerks enthalten sind) stammen aus dem früheren Fallout der Atomwaffentests in der Atmosphäre. Die in bestimmten aquatischen Proben gemessenen Aktivitätswerte für Tritium und Kohlenstoff-14 können einen doppelten Ursprung haben: die Ableitungen des Kernkraftwerks Blayais in Verbindung mit denen des stromaufwärts gelegenen Kernkraftwerks Golfech. Die flüssigen Ableitungen des Kernkraftwerks Blayais sind der Grund für die nachgewiesenen Nickel-63-Werte. Die Herkunft des vereinzelt nachgewiesenen metastabilen Silbers-108 ist ungewiss, doch ein Einfluss der Ableitungen des Kernkraftwerks Blayais kann nicht ausgeschlossen werden. Die Auswertung aller im Rahmen der Überwachung der aquatischen Umwelt des Standorts gewonnenen Daten lässt den Schluss zu, dass der Einfluss des Kraftwerksbetriebs vernachlässigbar ist.

[20] Es sei darauf hingewiesen, dass der Begriff „Markierung“ in der Radioökologie üblicherweise verwendet wird, um das messbare Vorhandensein eines Radionuklids in der Umwelt zu bezeichnen, das über die Hintergrundstrahlung hinausgeht und mit einer identifizierten Quelle in Verbindung steht. Dieser Begriff sagt nichts über quantifizierte Aktivitätswerte aus.

Zusammenfassend lässt sich sagen, dass die in der terrestrischen und aquatischen Umwelt in der Umgebung des Kernkraftwerks Blayais vorhandene Radioaktivität überwiegend natürlichen Ursprungs ist. Die künstlich verursachte Radioaktivität hängt ihrerseits hauptsächlich mit dem globalen atmosphärischen Fallout aus Atomtests und den Unfällen von Tschernobyl und Fukushima Daiichi sowie mit den Ableitungen des Kernkraftwerks Blayais und des stromaufwärts an der Garonne gelegenen Kernkraftwerks Golfech zusammen.

Die Auswirkungen der Einleitungen radioaktiver Abwässer aus dem Kernkraftwerk Blayais, die unter Einhaltung der gesetzlichen Grenzwerte erfolgen, sind vernachlässigbar.

2.3 ANALYSE DES CHEMISCHEN UND RADIOLOGISCHEN ZUSTANDS DER UMWELT AUF DEM GELÄNDE DES KERNKRAFTWERKS (BODENZUSTAND)

Gemäß Artikel 3.3.7 der Umweltgenehmigung gilt*: „Bei Tätigkeiten, die die Erzeugung, Verwendung und Einleitung radioaktiver oder nicht radioaktiver Stoffe beinhalten, die den Boden und das Grundwasser kontaminieren könnten, umfasst die in Artikel 3.3.6 genannte Analyse eine Bestandsaufnahme des Bodens der Anlage*." Artikel 3.3.6 legt zudem die Häufigkeit dieser Bodenuntersuchung fest: bei jeder regelmäßigen Überprüfung der Anlage und mindestens alle zehn Jahre, und weist darauf hin, dass sich die Untersuchung auf mehrere Kernkraftwerke innerhalb desselben Standorts beziehen kann. So wird für das Kernkraftwerk Blayais die Untersuchung des Bodenzustands auf dem Gelände der beiden folgenden Kernkraftwerke des CNPE durchgeführt:

- INB Nr. 86, Reaktoren Blayais 1 und 2;
- INB Nr. 110, Reaktoren Blayais 3 und 4.

Die Analyse des Bodenzustands des Kernkraftwerks Blayais stützte sich auf die Umweltdaten des Untergrunds des Kernkraftwerks, auf die Grundwasserüberwachung im Zeitraum von Januar 2013 bis Dezember 2020 sowie auf die Bodenuntersuchungen, die im INB-Bereich des Kernkraftwerks durchgeführt wurden.

Die wichtigsten Anlagen des Kernkraftwerks befinden sich innerhalb zweier Schlitzwände, wo der natürliche Boden, bestehend aus lehmigem Schlamm, beim Bau des Standorts durch sandige Aufschüttungen mit einer Mächtigkeit von etwa 17 m ersetzt wurde. Diese Schlitzwände bilden eine Barriere für den Abfluss des Grundwassers aus dem Schwemmland, dessen Pegel innerhalb der Schlitzwände zwischen 3 und 4 m Tiefe relativ zur Plattformhöhe schwankt und das hauptsächlich von Westen nach Osten fließt.

Seit ihrer Inbetriebnahme wird das Kernkraftwerk Blayais einer qualitativen und quantitativen Grundwasserüberwachung unterzogen. Diese Überwachung wurde im Laufe der Zeit angepasst, um den baulichen Maßnahmen und den sich ändernden gesetzlichen Anforderungen gerecht zu werden. Für jeden überwachten Parameter wurden für alle Kernkraftwerksstandorte Schwellenwerte festgelegt: ein Untersuchungsschwellenwert (S1) und ein Aktionsschwellenwert (S2). Ergänzend wurden Qualitätsrichtwerte definiert, die bei der Auswertung der Messungen helfen sollen; diese gelten für bestimmte allgemeine physikalisch-chemische Eigenschaften des Milieus wie den pH-Wert, die Leitfähigkeit sowie Elemente wie Eisen, Mangan und Aluminium.

Die Auswertung aller Messungen im Rahmen der Grundwasserüberwachung zwischen Januar 2013 und Dezember 2020 umfasste die Ergebnisse von etwa 12.400 chemischen und 2.300 radiologischen Analysen, die an rund dreißig Piezometern im Bereich des Kernkraftwerks Blayais durchgeführt wurden. Diese Überwachung ergab, dass bei den überwachten chemischen und radiologischen Parametern keine signifikanten Anomalien vorlagen, mit Ausnahme einiger Überschreitungen der für in Betrieb befindliche Kernkraftwerke geltenden Referenzgrenzwerte:

- Die Qualität des Grundwassers wird durch die geologische Beschaffenheit des Untergrunds beeinflusst. So wurden bei mehreren Parametern (Natrium, Chloride, Eisen, Mangan und Kjeldahl-Stickstoff) punktuelle Überschreitungen der Vergleichswerte beobachtet, die jedoch in keinem Zusammenhang mit den Aktivitäten des Kernkraftwerks stehen;
- Im Untersuchungszeitraum wurden an neun Piezometern des Kernkraftwerks Überschreitungen des Untersuchungsgrenzwerts für Phosphat festgestellt, ebenso wie Überschreitungen des Aktionsgrenzwerts zwischen September 2017

und Februar 2018 am Piezometer 0 SEZ 109 PZ sowie vereinzelt im August 2019 am Piezometer 0 SEZ 103 PZ. Da diese Piezometer weit voneinander entfernt sind (innerhalb und außerhalb der Schlitzwände), könnten diese hohen Phosphatgehalte mit der hydrogeochemischen Hintergrundkonzentration des Grundwassers im quartären Kiesvorkommen zusammenhängen;

- Im Untersuchungszeitraum wurden bei den Piezometern 0 SEZ 106 PZ und 0 SEZ 119 PZ regelmäßige Überschreitungen des Untersuchungsgrenzwerts und vereinzelt auch des Aktionsgrenzwerts für den Parameter „Gesamtkohlenwasserstoffe“ beobachtet. Diese Piezometer befinden sich in Bereichen, in denen 2012 eine lokale Kontamination der Böden mit Kohlenwasserstoffen und PCB festgestellt wurde (Transformatoren Block 1 und Transformatoren Block 3). Diese Bereiche unterliegen seitdem Bewirtschaftungsmaßnahmen und einer verstärkten Überwachung;
- Im Jahr 2017 wurden Überschreitungen des Untersuchungsgrenzwerts für Nitrate an den Anlagen 0 SEZ 110 PZ und 0 SEZ 111 PZ sowie im Jahr 2019 am Piezometer 0 SEZ 110 PZ festgestellt, im Zusammenhang mit Überläufen an den in der Nähe dieser beiden Bauwerke gelegenen SEU-Gruben (Abwasser). Es werden Maßnahmen ergriffen, um diese Überschreitungen zu vermeiden;
- eine wiederholte Überschreitung des Grenzwerts S1 (100 Bq/l) für Tritium im Zeitraum von Januar 2013 bis Dezember 2020 war seitdem Gegenstand konkret festgelegter Bewirtschaftungsmaßnahmen (siehe Teil I – Kapitel 1 – Abschnitt 3).

Die Untersuchung der historischen und umweltbezogenen Daten des Kernkraftwerks Blayais stützte sich auf Dokumentenrecherchen, Aussagen von Mitarbeitern des Kernkraftwerks und Besichtigungen der Anlagen. Diese Untersuchung hat mehrere historische Tritiummarkierungen im Grundwasser des quartären Kiesbodens innerhalb der Schlitzwände aufgezeigt sowie die Notwendigkeit, in bestimmten Bereichen des Kernkraftwerks Untersuchungen durchzuführen, um zusätzliche Informationen zu erhalten, die für die Bewertung des Bodenzustands erforderlich sind.

Zudem konnten die Ergebnisse von fünf Bodenuntersuchungskampagnen ausgewertet werden, die zwischen 2012 und 2017 im Rahmen von Bauarbeiten und/oder Erschließungsprojekten des Kernkraftwerks durchgeführt wurden:

- Transformatorenbereich: Im Zusammenhang mit den oben genannten Überschreitungen im Grundwasser im Bereich der Bauwerke 0 SEZ 106 PZ und 0 SEZ 119 PZ hat eine 2012 durchgeführte Untersuchungskampagne zwei durch Kohlenwasserstoffe und PCB belastete Bereiche (in den Abschnitten 1 und 3) aufgezeigt. Diese Verunreinigungen zeichnen sich durch eine relativ geringe Ausdehnung aus – etwa 2 m in vertikaler Richtung und 250 m² in horizontaler Richtung – sowie durch die Nichtflüchtigkeit und geringe Mobilität der betroffenen Stoffe, was zu einem sehr geringen Umweltrisiko und vernachlässigbaren Gesundheitsrisiken führt. Der im Anschluss an diese Untersuchungen umgesetzte Sanierungsplan bestand in der Einrichtung einer Anlage zur Aufbereitung des Überstands direkt über dem Grundwasserspiegel, verbunden mit einer verstärkten Umweltüberwachung. Mit Hilfe der Aufbereitungsanlage konnten etwa 42 kg reines Kohlenwasserstoff gesammelt werden.
- RTE-Standort: Im Jahr 2016 wurden zwei Umweltuntersuchungen des Bodens durchgeführt, die das Vorhandensein von vergrabenen Bauabfällen in diesem Bereich auf einer Fläche von etwa 7 Hektar und einer durchschnittlichen Mächtigkeit von 2 Metern nachwiesen. Ein Sanierungsplan wurde 2017 erstellt. Auf der Grundlage einer Kosten-Nutzen-Analyse und unter Berücksichtigung der Auflagen des Kernkraftwerks sowie in Ermangelung eines Sanierungsvorhabens die Lösung gewählt, die Abfälle an Ort und Stelle zu belassen und gleichzeitig eine Überwachung des Grund- und Oberflächenwassers einzurichten; ergänzt wird dies durch die Beibehaltung der derzeitigen Nutzung des Gebiets, eine Zugangsbeschränkung und die Bewahrung der Erinnerung an den Zustand dieses Bereichs des Kernkraftwerks.
- Was die anderen untersuchten Bereiche betrifft (Gebäude „Citadelle“, Projekte CCL und SEG sowie das Projekt zum peripheren Schutz), so erfordern diese Bereiche angesichts des punktuellen Charakters und der Art der bei den Analyseergebnissen festgestellten Überschreitungen für bestimmte Spurenmetalle (ETM) keine Bewirtschaftungsmaßnahmen.

Um den Zustand der Böden des Kernkraftwerks zu vervollständigen, wurde zwischen September 2020 und Januar 2021 eine Umweltuntersuchung der Böden in bestimmten Risikobereichen durchgeführt, die durch die Auswertung historischer und umweltbezogener Daten identifiziert worden waren. Diese umfasste die Durchführung von 25 Bodenbohrungen bis zu einer Tiefe von 4 m, 12 Schachtbohrungen mit einem Bagger, 7 Vorbohrungen (die nicht durch eine Bohrung vertieft wurden), 114 Bodenproben für chemische Analysen und 72 Bodenproben für radiologische Analysen.

Im Juli 2021 wurde eine ergänzende Untersuchungskampagne durchgeführt, die aus der Durchführung von 7 Bodenbohrungen bis zu einer Tiefe von 4 m an Stellen bestand, an denen bei der vorherigen Kampagne inkonsistente Ergebnisse für Cäsium-137 und Kobalt-60 festgestellt worden waren. Dadurch konnten die ersten Ergebnisse widerlegt werden.

Die Ergebnisse dieser Analysen entsprechen größtenteils der für die untersuchten Parameter ermittelten anthropogenen Hintergrundbelastung.

Dennoch weisen einige der analysierten Bodenproben Überschreitungen bei einem oder mehreren chemischen Parametern (Cadmium, Quecksilber und Zink) auf, was höchstwahrscheinlich mit der intrinsischen Qualität der vorhandenen Aufschüttungen zusammenhängt.

Zudem wiesen drei analysierte Proben Tritium-Massenaktivitäten auf, die über den festgelegten Vergleichswerten lagen. Diese Proben wurden im Schwankungsbereich des Grundwasserspiegels entnommen, und zwar direkt an den beiden Bohrlöchern, die in der Nähe des PTR-Reservoirs, Abschnitt 1, angelegt wurden. Dieses Vorkommen von Tritium in der gesättigten Zone steht im Einklang mit der Markierung des Grundwassers, die Ende 2017 an den Kasematten unter dem BAN und am Piezometer 0 SEZ 109 PZ festgestellt wurde. Diese Markierung ist Gegenstand der zuvor genannten Bewirtschaftungsmaßnahmen.

2.4 GRUNDLAGEN FÜR DIE ÜBERPRÜFUNG DER REJ-GRENZWERTE UND DER IN DER TABELLE IM ANHANG ZU ARTIKEL R. 211-11-1 DES UMWELTGESETZBUCHES AUFGEFÜHRTEN STOFFE

Artikel 4.1.11 des INB-Erlasses besagt: *„Die Einleitung […] der in der Tabelle im Anhang zu Artikel R. 211-11-1 des Umweltgesetzbuchs aufgeführten Stoffe darf nur erfolgen, wenn eine Entscheidung der ASN […] Einleitungsgrenzwerte für diese Stoffe festlegt, und zwar auf der Grundlage der vom Betreiber vorgelegten Begründungen hinsichtlich der Optimalität dieser Einleitungen und der Akzeptanz ihrer Auswirkungen. Die vorgenannten Grenzwerte werden regelmäßig überprüft. Der Betreiber nimmt die für diese Überprüfung erforderlichen Angaben in den in Artikel L. 593-19 des Umweltgesetzbuchs vorgesehenen Überprüfungsbericht auf.*“

Für das Kernkraftwerk Blayais sind die von diesem Artikel betroffenen Stoffe Borsäure, Gesamtmetalle (Blei, Mangan, Chrom, Kupfer, Zink), Phosphate und Stickstoff (Ammonium, Nitrate, Nitrite, organischer Stickstoff).

Die geltenden Grenzwerte für die Einleitung dieser Stoffe sind in der Verordnung vom 18. September 2003 festgelegt, mit der EDF die Genehmigung erteilt wurde, die Wasserentnahmen sowie die Einleitung flüssiger und gasförmiger Abfälle für den Betrieb des Kernkraftwerks Blayais für den Zeitraum von 2014 bis Juni 2023 fortzusetzen, sowie in den neuen Entscheidungen der ASN ab Juni 2023.

Die Methode zur Überprüfung der Einleitungsgrenzwerte für die in der Tabelle im Anhang zu Artikel R. 211-11-1 des Umweltgesetzbuchs aufgeführten Stoffe stützt sich auf zwei Schwerpunkte:

- der Analyse der Erfahrungen mit den tatsächlichen Einleitungen des Kernkraftwerks im Zeitraum 2014–2023, im Vergleich zu den im Rahmen der Überprüfung zugrunde gelegten gesetzlichen Grenzwerten für den Bezugszeitraum (2014–2023) sowie im Vergleich zu den gesetzlichen Grenzwerten der neuen ASN-Entscheidungen zur Festlegung der Einleitungs- und Entnahmegrenzwerte, die im Juni 2023 veröffentlicht wurden;
- die Ermittlung etwaiger Anforderungen für den Betrieb der Reaktoren.

Anhand dieser beiden Aspekte lässt sich gegebenenfalls ermitteln, bei welchen Stoffen die Ableitungsgrenzwerte nicht mit den betrieblichen Anforderungen der Reaktoren vereinbar sind.

Die Anwendung dieser Methode auf das Kernkraftwerk Blayais zeigt, dass die Ableitungsgrenzwerte für die in der Tabelle im Anhang zu Artikel R. 211-11-1 des Umweltgesetzbuchs aufgeführten Stoffe mit den betrieblichen Anforderungen des Kernkraftwerks Blayais vereinbar sind.

2.5 ZUSAMMENFASSUNG DER DURCHGEFÜHRTEN UNTERSUCHUNGEN, STAND DER NOCH DURCHZUFÜHRENDEN UNTERSUCHUNGEN UND VORAUSSICHTLICHER ZEITPLAN FÜR DIE AUFBEREITUNG DER ABFÄLLE

Artikel 6.8 des INB-Erlasses sieht vor: *„Wenn Abfälle nach Modalitäten konditioniert sind, die mit ihrer Annahme in den Lagerstätten, für die sie laut Abfallbewirtschaftungsstudie bestimmt sind, unvereinbar sind, nimmt der Betreiber so schnell wie möglich eine Neukonditionierung vor. Erfordert diese Neuverpackung vorbereitende Untersuchungen, legt der Betreiber in Abständen, die von der Behörde für nukleare Sicherheit festgelegt werden, eine Bilanz der durchgeführten Untersuchungen, einen Überblick über die noch durchzuführenden Untersuchungen sowie den voraussichtlichen Zeitplan für die Neuverpackung der Abfälle vor. Diese Informationen sind zudem im Überprüfungsbericht enthalten.“*

Die Auslegungsgrundsätze für die Aufbereitungsanlagen (Centraco) und Endlager (Andra) für radioaktive Abfälle haben zur Festlegung von Anforderungen an die Abfälle geführt, die sich aus den Herausforderungen der nuklearen Sicherheit, des Strahlenschutzes und der Sicherheit ergeben, die mit den verschiedenen Lebensphasen dieser Anlagen verbunden sind (Betrieb sowie Überwachung und Nachüberwachung für die Andra-Endlager).

Die Einhaltung dieser Anforderungen stellt eine zentrale Herausforderung dar, die sowohl von den abfallerzeugenden Betreibern als auch von den industriellen Betreibern der Aufbereitungs- und Endlagerungsanlagen gemeinsam bewältigt werden muss.

Das Kernkraftwerk Blayais setzt diese Anforderungen durch technische und organisatorische Maßnahmen bei der Herstellung der Versandgebinde um, wobei die wichtigsten Phasen folgende sind:

- die Sammlung der Abfälle an den Produktionsstätten;
- die Verpackung der Abfälle in von den Aufbereitungs- und Endlagerungsbranchen zugelassene Verpackungen;
- die Kontrolle der in den Versandstücken enthaltenen Aktivität;
- der Versand der Verpackungen an eine geeignete Aufbereitungs- oder Lagerstätte.

Diese Maßnahmen müssen den Entsorgungs- und Endlagerungsbranchen gewährleisten, dass die Eigenschaften der Abfallgebinde in allen Phasen ihres Lebenszyklus mit den Betriebsbedingungen der Aufbereitungs- und Endlagerungsanlagen vereinbar sind.

Im Jahr 2015 wurde eine Arbeitsgruppe „Verpackungsqualität“ zwischen der Andra und den drei größten Erzeugern radioaktiver Abfälle – EDF, AREVA[21] und CEA – ins Leben gerufen, um Verbesserungspotenziale im Management radioaktiver Abfälle zu identifizieren und so Fortschritte bei der Sicherstellung der Konformität der Verpackungen zu erzielen.

Diese Organisation zielt darauf ab, ein Maß an Kontrolle zu gewährleisten, das den Herausforderungen angemessen ist, wie sie durch die potenziellen Auswirkungen und Risiken im Zusammenhang mit möglichen Nichtkonformitäten oder Qualitätsmängeln bei den Verpackungen definiert sind.

Besondere Aufmerksamkeit gilt dabei den Verpackungen vom Typ „Betonhülle“, die im Mehrbarrierenkonzept des CSA eine Einschlussfunktion erfüllen und maßgeblich zu dessen radiologischem Bestand beitragen.

[21] Seit 2018 Orano

Abbildung 28 zeigt die Entwicklung der Qualität der Betonhüllen-Transportbehälter des Kernkraftwerks Blayais im Zeitraum 2014–2023.

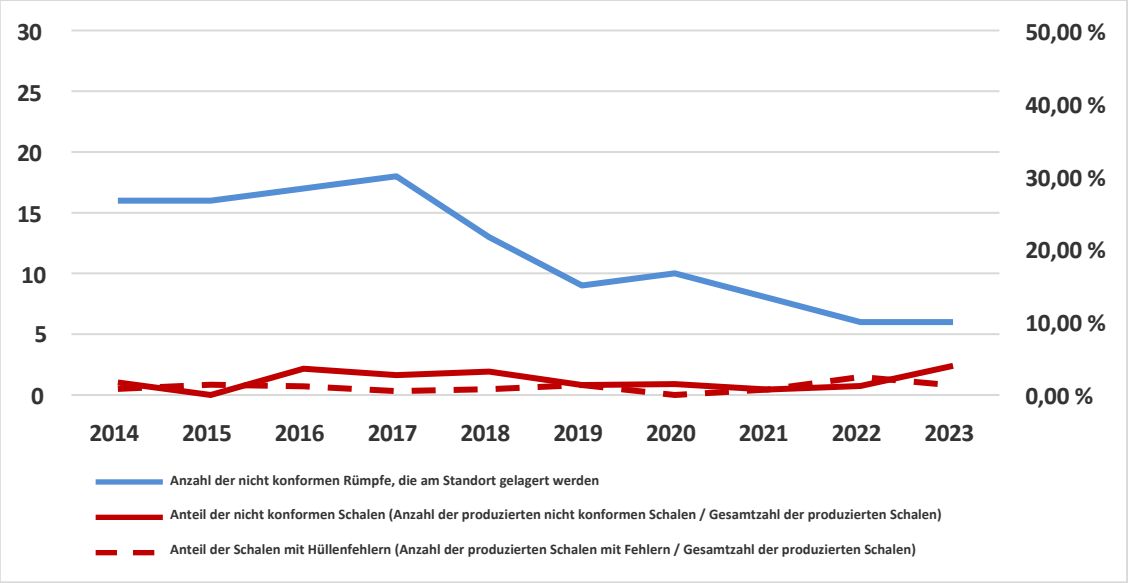


Abbildung 28: Entwicklung der Qualität der im Kernkraftwerk Blayais hergestellten Hüllen im Zeitraum 2014–2023

Der Anteil der von einer Nichtkonformität betroffenen Hüllen ist gering und liegt seit 2014 nicht über 4 %, was auf Folgendes zurückzuführen ist:

- dem vom Kernkraftwerk Blayais umgesetzten Maßnahmenplan zur Verbesserung der Kontrolle der Verpackungsvorgänge;
- der Überarbeitung der Genehmigung für Betonhüllen von Wasserfiltern und radioaktiven technologischen Abfällen, die 2006 geprüft wurde (durch den Sperrmörtel gewährleistete Eindämmungseigenschaften im Falle von Defekten wie Absplitterungen oder Rissen an der Hülle).

Der Anteil der Hüllen mit Manteldefekten ist hingegen stabil auf einem niedrigen Niveau und liegt seit 2014 im Durchschnitt bei 1 %.

Darüber hinaus wird auch die Qualität der in vergänglichen Behältern verpackten schwach- und sehr schwach radioaktiven Abfälle überwacht, obwohl diese keine Sicherheitsrisiken darstellen (geringe Strahlungsbelastung, keine Anforderungen an die Eindämmungseigenschaften). Tatsächlich kann ein wiederholtes Auftreten von Qualitätsmängeln dazu führen, dass die Abfallentsorgungs- und -lagerungsanlagen die Annahme der Abfälle aussetzen und industrielle Einschränkungen entstehen (z. B. das Risiko einer Überlastung der Lagerkapazitäten).

Das Kernkraftwerk (CNPE) leitet daraufhin Korrektur- und Vorbeugungsmaßnahmen ein, gegebenenfalls mit Unterstützung der nationalen Ingenieurdienste, um wieder ein zufriedenstellendes Qualitätsniveau zu erreichen.

Es ist anzumerken, dass es beim CNPE du Blayais zwischen 2014 und 2023 zu keiner Aussetzung der Abfallannahme durch die Entsorgungs- und Endlagerungsketten aufgrund von Qualitätsmängeln an den Verpackungen gekommen ist.

Die Kontrolle der Qualität der Abfallgebinde trägt insbesondere dazu bei, sicherzustellen, dass diese an die Behandlungs- und Endlagerungsanlagen weitergeleitet werden können, insbesondere wenn eine Rücknahme von Abfällen, die nach Modalitäten konditioniert wurden, die mit den Annahmespezifikationen der Anlagen unvereinbar sind, nicht in Betracht kommt.

Dabei ist zu unterscheiden zwischen:

- einerseits Abfälle, die in vergänglichen Behältern ohne vorherige Fixierung verpackt sind und zurückgenommen werden können, wenn eine Unvereinbarkeit der Verpackung mit den Annahmespezifikationen der Entsorgungsanlagen festgestellt wird (z. B. Kunststofffässer mit kurzlebigen, schwach radioaktiven technischen Abfällen, die bei Centraco verbrannt werden, Metallbehälter mit kurzlebigen, schwach oder mittelradioaktiven technischen Abfällen, die in das CSA eingebracht werden).
- andererseits Abfälle, die in langlebigen Behältern oder in vergänglichen Behältern mit vorheriger Stilllegung verpackt sind. Diese Abfälle werden vor der Entsorgung stillgelegt und können im Falle einer Unvereinbarkeit der Verpackung mit den Annahmespezifikationen der Entsorgungswege nicht zurückgenommen werden.

Bei den erstgenannten Abfällen ist die Nichtübereinstimmung der Verpackung mit den Annahmespezifikationen der Entsorgungswege somit reversibel. Mögliche Einschränkungen im Zusammenhang mit ihrer Umverpackung (Klärung der Übernahme mit dem Entsorgungsweg, Verfügbarkeit der Anlagen, Vorbehandlung, ergänzende Charakterisierung usw.) erklären jedoch, warum Verpackungen dieser Art in den Anlagen vorhanden sind.

Für die zweite Gruppe hat EDF ein Verpackungsdesign in Form eines Metallkastens (Zulassung 7BN) entwickelt und von der Andra genehmigen lassen, mit dem die meisten Abfallverpackungen, deren Konditionierung einen Abtransport im aktuellen Zustand nicht zulässt, für die Lagerung geeignet gemacht werden können.

Die Mengen an Abfällen, die nach Modalitäten verpackt wurden, die mit den Annahmespezifikationen der Entsorgungsketten unvereinbar sind und die im Kernkraftwerk Blayais verbleiben, sind daher begrenzt, insbesondere im Hinblick auf die im betreffenden Zeitraum anfallenden Mengen an Abfallgebinden.

Die Angaben zu den durchgeführten Studien, zum Stand der noch durchzuführenden Studien und zum voraussichtlichen Zeitplan für die Umverpackung der Abfälle, die in einer Weise verpackt wurden, die mit den Annahmespezifikationen der Entsorgungswege unvereinbar ist, sind für jede Abfallart in den Tabellen 5 und 6 aufgeführt. Zu beachten ist, dass in diesen Tabellen auch die Ende 2023 im Kernkraftwerk Blayais gelagerten Abfallgebinde aufgeführt sind:

- die Abweichungen von den Annahmespezifikationen der Entsorgungswege aufweisen, jedoch nicht zwangsläufig eine Umverpackung erfordern;
- die zwar keine Abweichungen von den Annahmespezifikationen der Entsorgungswege aufweisen, jedoch aufgrund ihrer Aktivität (DeD in 3 m Entfernung vom blanken Abfall > 10 mSv/h) einen radioaktiven Abbau erfordern, um als IP2-Pakete transportiert werden zu können.

Einige wiederaufbereitete Versandstücke wurden in den Jahren 2024 und 2025 versandt. Sie sind in Tabelle 6 aufgeführt.

Tabelle 5: In vergänglichen Behältern verpackte Abfälle ohne vorherige Fixierung

Abfallart	Anzahl der Pakete, die den Annahmespezifikationen der Entsorgungskette nicht entsprachen und Ende 2023 gelagert waren	Gesamtzahl der erzeugten Gebinde [2014–2023]	Für die Umverpackung erforderliche Untersuchungen		Vorläufiger Zeitplan für die Umverpackung
			Durchgeführt	Noch durchzuführen	
Verbrennbare feste Abfälle FA-VC	0	18.085			
Feste Abfälle FA-VC	0	8.741			
Glaswolle TFA	0	144			
Metallabfälle TFA	0	470			
Bauschutt TFA	0	469			
Wasserfilter FA-VC	0	164			
Anionenaustauscherharze TFA	0	189			
Kationische TFA-Harze	0	199			
Verbrennbare Wasserfilter FA-VC	0	185			
Metallabfälle FA-VC	0	64			
Metallabfälle TFA-AP1401	0	46			
Jodfallen TFA	0	30			
Lüftungsfilter mit sehr hohem Wirkungsgrad TFA	0	36			
Lösungsmittel / Verbrennbare Öle	0	23			
Lüftungsfilter aus Metall FA-VC	0	48			
Leuchtstoffröhren TFA	0	8			

Tabelle 6: In langlebigen oder vergänglichen Behältern konditionierte Abfälle mit vorheriger Stilllegung

Abfallart	Anzahl der Verpackungen, die nicht den Annahmespezifikationen der Entsorgungskette entsprechen	Gesamtzahl der im Zeitraum 2014–2023 erzeugten Verpackungen	Für die Umverpackung erforderliche Untersuchungen		Zeitplan für die Neuverpackung
			Durchgeführt	Noch durchzuführen	
MA-VC-Harze	1	310	Fehlerbeschreibung: Nicht konforme Sendung aufgrund einer Prozessabweichung	Antrag auf Kostenübernahme durch die ANDRA	2028
Konzentrate	2	388	Fehlerbeschreibung: Nicht konforme Sendung aufgrund einer Prozessabweichung	Bearbeitung des Vorgangs mit der ANDRA	2028
			Fehlerbeschreibung: Nicht konformes Versandstück aufgrund eines Defekts an der Umhüllung	Bearbeitung des Vorgangs mit der ANDRA	2028
Technologische Abfälle MA-VC	1	475	Charakterisierung des Defekts: DeD-Hülle > 2 mSv/h, Überschreitung des Einbettungsgrenzwerts, Überschreitung der Kohlenstoff-14-Aktivität	Die Modalitäten der Entsorgung sind mit der ANDRA für den Kohlenstoff-14 [22]	2032
MA-VC-Wasserfilter	11		Fehlerbeschreibung: DeD des unverpackten Abfalls > 10 mSv/h (Transportgrenzwert IP2), Überschreitung der Kohlenstoff-14-Aktivität	Modalitäten der Entsorgung sind mit der ANDRA für Kohlenstoff-14[22]	2032
			Fehlerbeschreibung: DeD des ungeschützten Abfalls > 10 mSv/h (Transportgrenzwert IP2), Überschreitung der Kohlenstoff-14-Aktivität	Modalitäten der Entsorgung sind mit der ANDRA für Kohlenstoff-14[22]abzustimmen	2032
			Fehlerbeschreibung: DeD des unbehandelten Abfalls > 10 mSv/h (Transportgrenzwert IP2), Überschreitung der Kohlenstoff-14-Aktivität	Modalitäten der Entsorgung sind mit der ANDRA für Kohlenstoff-14(22) zu klären	2032
			Fehlerbeschreibung: DeD des ungeschützten Abfalls > 10 mSv/h (Transportgrenzwert IP2), Überschreitung der Kohlenstoff-14-Aktivität	Modalitäten der Entsorgung sind mit der ANDRA für Kohlenstoff-14[22]	2032
			Fehlerbeschreibung: DeD des ungeschützten Abfalls > 10 mSv/h (Transportgrenzwert IP2), Überschreitung der Kohlenstoff-14-Aktivität	Modalitäten der Entsorgung sind mit der ANDRA für Kohlenstoff-14[22]	2032
			Charakterisierung des Defekts: DeD des unbehandelten Abfalls > 10 mSv/h (Transportgrenzwert IP2), Überschreitung der Kohlenstoff-14-Aktivität	Die Modalitäten der Entsorgung sind mit der ANDRA zu klären für Kohlenstoff-14[22]	2032
			Charakterisierung des Standardwert : DeD des unbehandelten Abfalls > 10 mSv/h (Grenzwert	Behandlungsmodalitäten in	2032

[22] Bei diesen Hüllen wird derzeit der Akzeptanzgrenzwert für die Kohlenstoff-14-Aktivität überschritten, was ihre Übernahme durch die ANDRA verhindert.

Abfallart	Anzahl der Versandstücke, die nicht den Annahmespezifikationen der Entsorgungskette entsprechen	Gesamtzahl der im Zeitraum 2014–2023 erzeugten Versandstücke	Für die Umverpackung erforderliche Untersuchungen		
			Durchgeführt	Noch durchzuführen	Zeitplan für die Neuverpackung
			Transport IP2, Überschreitung des Geschäftsbereichs Kohlenstoff-14	mit der ANDRA bezüglich Kohlenstoff-14[22]	
			Abfall erfordert einer spezifischen radiologischen Charakterisierung	Gammaspektrometrie	2027
			Charakterisierung des Defekts : Sendungen mit einem maximalen DDD-Wert > 2 mSv/h	Prüfung der Unterlagen durch die ANDRA	2028
			Charakterisierung des Defekts : Sendungen mit einem maximalen DDD-Wert > 2 mSv/h	Prüfung der Unterlagen durch die ANDRA	2028
			Charakterisierung des Defekts: DeD des ungeschützten Abfalls > 10 mSv/h (Transportgrenzwert IP2), Überschreitung der Kohlenstoff-14-Aktivität	Modalitäten der Entsorgung sind mit der ANDRA für den Kohlenstoff-14[22]	2032
MA-Wasserfilter VC	4		Sendungen, die 2024 oder 2025 nach Wiederherstellung der Konformität oder nach Klärung der besonderen Übernahmebedingungen versandt wurden		

2.6 ELEMENTE, DIE EINE ÜBERPRÜFUNG DER VORSCHRIFTEN IM ZUSAMMENHANG MIT DER KONTINUIERLICHEN RADIOAKTIVITÄTSÜBERWACHUNG ODER DER DOPPELUNG DER MESSKETTEN ERMÖGLICHEN

In Artikel 3.2.18 der Umweltentscheidung heißt es*: „Radioaktive Abwässer werden an der Ableitung kontinuierlich auf ihre Aktivität überwacht. Diese Überwachung der Radioaktivität erfolgt mithilfe von zwei unabhängigen Messketten, die jeweils mit einem Alarm ausgestattet sind, der auf einen Schwellenwert der Volumenaktivität eingestellt ist, dessen Auslösung die automatische Unterbrechung der Ableitung zur Folge hat. Im Falle einer in Artikel 4.1.13 des oben genannten Erlasses vom 7. Februar 2012 genannten Vermischung von radioaktiven flüssigen Abfällen mit nicht radioaktiven flüssigen Abfällen, die kontinuierlich abgeleitet werden, erfolgt diese Überwachung an einer Stelle der Ableitung, die stromaufwärts der Vermischungsstelle mit diesen anderen Abfällen liegt.“*

Für Kernkraftwerke, für die die Vorschriften keine permanente Überwachung oder Verdopplung der oben genannten Messketten vorsehen, werden Elemente bereitgestellt, um diese Vorschriften im Rahmen der Überprüfung gemäß Artikel 6.5 der Umweltentscheidung zu überprüfen: *„Die in Artikel 3.2.18 Absatz I vorgesehene permanente Überwachung der Radioaktivität oder die Verdopplung der Messketten sind nicht erforderlich, wenn die vor diesem Inkrafttreten geltenden Schutzvorschriften dies nicht vorsehen; Der Betreiber fügt jedem nach dem 1. Juli 2015 gemäß Artikel L. 593-19 des Umweltgesetzbuchs vorgelegten Überprüfungsbericht alle Unterlagen bei, die es der Behörde für nukleare Sicherheit ermöglichen, diese Vorschriften zu überprüfen*.“

Die Aktivität der radioaktiven Abwässer des Kernkraftwerks Blayais wird kontinuierlich überwacht. Diese Überwachung erfolgt mithilfe von zwei unabhängigen Messketten, die jeweils mit einem auf einen Schwellenwert für die Volumenaktivität eingestellten Alarm ausgestattet sind. Bei Überschreitung des Schwellenwerts für die Volumenaktivität wird die Ableitung automatisch unterbrochen.

Somit hält das Kernkraftwerk Blayais Artikel 3.2.18 der Umweltgenehmigung ein.

2.7 MESSUNG DER SCHALLEMISSIONEN DES KERNKRAFTWERKS

In Artikel 4.4.5 Absatz I der Umweltentscheidung heißt es: *„Der Betreiber führt mindestens einmal alle zehn Jahre auf eigene Kosten eine Messung der Lärmemissionen seiner Anlage durch. Diese Messungen erfolgen an vom Betreiber festgelegten Standorten, um die Einhaltung der Emissionsgrenzwerte in den Gebieten zu beurteilen, in denen diese geregelt sind“*, und Absatz III dieses Artikels präzisiert, dass *„die Ergebnisse dieser Messungen dem in Artikel L. 593-19 des Umweltgesetzbuchs vorgesehenen Bericht zur Überprüfung der Anlage beigefügt werden*“.

Der Betrieb in Blayais war zwischen dem 16. Februar 2021 und dem 4. März 2021 Gegenstand einer akustischen Messkampagne.

Die Messstellen sind so festgelegt, dass die Einhaltung der Emissionsgrenzwerte[23] in den regulierten Gebieten (ZER) beurteilt werden kann. So werden Umgebungslärmmessungen[24] in den Wohngebieten durchgeführt, die den Lärmemissionen der Anlage am stärksten ausgesetzt sind, und zwar in einem Umkreis von maximal zwei Kilometern, in direkter Sichtlinie zu den Anlagen und in verschiedenen Richtungen rund um den Standort. Dadurch werden die wichtigsten lokalen Windverhältnisse abgedeckt. Die Messungen an der Anlagengrenze (LDS) werden in Richtung dieser Wohngebiete durchgeführt. Die Messstellen für den Restlärm[25] werden gemäß § 6.6 der Norm NF S 31-010 zur Charakterisierung und Messung von Umgebungslärm festgelegt, um den Restlärmpegel eines Gebiets zu schätzen, ohne den Betrieb der Anlage einzustellen.

Alle diese Messstellen sind in der nachstehenden Karte dargestellt.

[23] Emergenz: Arithmetische Differenz zwischen Umgebungslärm und Restlärm. Sie wird in dBA angegeben.

[24] Umgebungslärm: Der in der Umgebung gemessene Gesamtlärm. Er umfasst alle Quellen in der Umgebung, einschließlich der industriellen Lärmquellen der Anlage. Er wird in dBA angegeben.

[25] Restlärm: Lärm, der von allen Umgebungsquellen mit Ausnahme der industriellen Lärmquellen der Anlage erzeugt wird. Er wird in dBA angegeben.



Abbildung 29: Lage der Messpunkte in der Umgebung des Kraftwerks Blayais

Die Berücksichtigung der für Kernkraftwerke spezifischen Rahmenbedingungen (große Entfernungen zwischen Quelle und Empfänger, Unmöglichkeit, den Betrieb der Anlagen vollständig einzustellen) veranlasst EDF dazu, umfangreiche Maßnahmen zu ergreifen, um repräsentative Messergebnisse zu erzielen. Tatsächlich erfolgt die Messung in der Umgebung des Standorts über einen langen Zeitraum (mindestens zwei Wochen) und wird von einer Erfassung der Betriebsbedingungen der Anlagen begleitet. Diese Messung entspricht der Norm NF S 31-010 „Charakterisierung und Messung von Umgebungslärm“ (Gutachtenmethode). Während der gesamten Messkampagne werden mithilfe eines vor Ort installierten 3D-Schallanemometers detaillierte meteorologische Messungen durchgeführt. Damit lassen sich vor Ort minütlich folgende Werte erfassen: durchschnittliche Windrichtung und -geschwindigkeit, Außentemperatur, Luftfeuchtigkeit sowie Gradienten von Wind, potenzieller Temperatur und effektiver Schallgeschwindigkeit in Richtung der Messpunkte. Die ZER-Messungen werden in der Regel kontinuierlich über die gesamte Dauer der Messkampagne durchgeführt, doch aufgrund ihres konservativen Charakters (insbesondere zulässige gesetzliche Grenzwerte und niedrigere Restlärmpegel) werden vorrangig die Ergebnisse aus dem Nachtzeitraum (50-Prozent-Perzentil, integriert über Stichproben von etwa 9 Stunden zwischen 22 Uhr und 7 Uhr) herangezogen, um die Konformität der Standorte zu beurteilen.

Eine erste Analyse der Rohmessdaten und der Betriebsbedingungen der Anlage ermöglicht es, die große Menge an Messdaten zu sortieren, um die relevantesten auszuwählen: Ausschluss von Störungen, die nicht repräsentativ für das gesamte Wohngebiet sind (z. B. Lärm einer privaten Wärmepumpe) oder für eine ungewöhnliche Situation (z. B. ein lokales Fest), Wetterbedingungen, die der Norm NF S 31-010 entsprechen (Windgeschwindigkeit unter 5 m/s, kein nennenswerter Regen), ausreichende Abdeckung der lokalen Ausbreitungsbedingungen in Verbindung mit den Wetterbedingungen und den normalen Betriebsbedingungen der Anlage (maximal Anzahl an in Betrieb befindlichen Reaktoren, stabiler Betrieb, keine außergewöhnlichen Ereignisse in der Anlage). Eine statistische Auswertung der ausgewählten Stichproben auf der Grundlage von 10 Jahren vor Ort erhobener Wetterdaten ermöglicht es anschließend, für jeden Messpunkt einen einheitlichen Lärmpegelwert zu ermitteln.

Da die Messung allein nicht immer alle Beiträge zum Restlärm berücksichtigen kann, wird abschließend eine Nachbearbeitung der Messungen mithilfe der Open-Source-Software zur Modellierung der Schallausbreitung in der Umwelt „Code_TYMPAN“ durchgeführt. Diese Software wird von EDF eingesetzt, um die Probleme des Industrielärms aller seiner Produktionsanlagen zu untersuchen. Sie basiert auf standardisierten Berechnungsmethoden (ISO 9613 und NF S 31-133) und wurde anhand einer Reihe von Testfällen validiert. Die Modellierung des Standorts stützt sich insbesondere auf die akustische Charakterisierung der wichtigsten Anlagen, die die gemessenen Schallpegel beeinflussen können: Diese Messungen werden je nach Anlagentyp und Zugänglichkeit gemäß den Normen ISO 9614-2, ISO 3744 oder ISO 10494 durchgeführt.

Die Ergebnisse des Modells in Verbindung mit einer detaillierten Analyse der akustischen Messungen und der meteorologischen Bedingungen ermöglichen es somit, statistische Emissionswerte zu ermitteln, die repräsentativ für die Auswirkungen der industriellen Lärmquellen des Betriebs während des strengsten vorgeschriebenen Zeitraums (22:00 bis 07:00 Uhr) sind:

Tabelle 7: Lärmpegel an der Betriebsgrenze und zugehörige Emissionswerte in der ZER des Betriebs in Le Blayais

Untersuchungspunkte: LDS und ZER zugehörig	In LDS gemessener Lärmpegel (dBA)	Gemessener Umgebungslärmpegel in ZER (dBA)	Gemessener Restlärmpegel in ZER (dBA)	Zulässige Lärmemission (dBA)	Berechnete Lärmbelastung in ZER (dBA)
LDS 2 / ZER 2	52,0	38,0	32,0	4	6,0
LDS 3 / ZER 3	34,5	33,5	-	-	-
LDS 4 / ZER 4	34,5	35,0	34,5	4	0,5

Die an der Betriebsgrenze berechneten Beiträge aus industriellen Quellen liegen unter 60 dBA.

Es zeigt sich, dass in der regulierten Lärmausbreitungszone Nr. 2 nördlich des Kernkraftwerks der in Artikel 3 des Erlasses vom 23. Januar 1997 zur Begrenzung von Umgebungslärm durch klassifizierte Anlagen zum Schutz der Umwelt festgelegte zulässige Lärmgrenzwert für die Nachtzeit, der gemäß Artikel 4.3.5 des INB-Erlasses vom 7. Februar 2012 herangezogen wird, überschritten wird. Darüber hinaus weist diese ZER zwei ausgeprägte Frequenzen auf, die mehr als 30 % der Zeit bei 100 Hz und 500 Hz vorhanden sind.

Diese Überschreitungen sind nicht geeignet, erhebliche Lärmbelästigungen für die Gesundheit oder Sicherheit der Anwohner zu verursachen. Daher hat die ASN gemäß Artikel 4.3.5 des INB-Erlasses und unter Berücksichtigung der besonderen Merkmale der Anlage, ihrer Umgebung sowie technischer und wirtschaftlicher Erwägungen im Juni 2023 im Rahmen der Erneuerung der Genehmigungen für Wasserentnahmen und Einleitungen des Kernkraftwerks Blayais eine gegenteilige Verfügung erlassen.

FAZIT ZUM ABSCHNITT „NACHTEILE“

Das Kernkraftwerk Blayais ist so organisiert, dass die Einhaltung der für es geltenden Vorschriften gewährleistet ist: Der erste Teil dieses Abschnitts über die Nachteile zeigt, dass das Kernkraftwerk Maßnahmen ergreift, um die Nachteile, die es für die geschützten Interessen mit sich bringt, zu bewältigen.

Die Aktualisierung der Bewertung der Beeinträchtigungen, die das Kernkraftwerk Blayais für die geschützten Interessen mit sich bringt, zeigt, dass angesichts der ökologischen Herausforderungen und der lokalen Einschränkungen des Kernkraftwerks seine Gesamtumweltleistung es ermöglicht, die Gesamtheit der umgesetzten Maßnahmen als gleichwertig mit den besten verfügbaren Techniken anzusehen.

Die Analyse der Daten zur chemischen, ökologischen und radiologischen Umweltüberwachung in der Umgebung des Kernkraftwerks zeigt, dass die Auswirkungen des Kernkraftwerks Blayais auf die Umwelt vernachlässigbar sind.

Die Auswertung der Daten zur chemischen und radiologischen Überwachung der Böden und des Grundwassers des Kernkraftwerks Blayais ergab Überschreitungen der Untersuchungs- und Aktionsgrenzwerte bei bestimmten Parametern sowie Tritiummarkierungen im Grundwasser innerhalb der Schlitzwände der Reaktoren 1–2 und 3–4 in der Nähe der Industrieanlage, die Gegenstand von Bewirtschaftungsmaßnahmen sind.

Was die Abfälle betrifft, so lässt sich anhand der Datenanalyse nachweisen, dass die vom Kernkraftwerk Blayais umgesetzten Maßnahmen eine optimierte Entsorgung gewährleisten, auch für Abfälle, für die es noch kein endgültiges Entsorgungskonzept gibt, sowie für Abfälle, die nach Modalitäten konditioniert wurden, die mit den Annahmespezifikationen der Entsorgungswege unvereinbar sind und daher eine Neukonditionierung erfordern

Die Analyse der Überprüfung der Einleitungsgrenzwerte für regulierte Stoffe zeigt die Vereinbarkeit der Einleitungsgrenzwerte für die in der Tabelle im Anhang zu Artikel
R. 211-11-1 des Umweltgesetzbuchs aufgeführten Stoffe.

Die Auswertung der durchgeführten Messungen zeigt, dass die Lärmpegel des Kernkraftwerks Blayais den Vorschriften entsprechen.

Somit lässt die vierte regelmäßige Überprüfung des Reaktors Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais (INB Nr. 110) den Schluss zu, dass die vom Betreiber getroffenen organisatorischen und materiellen Vorkehrungen den Schutz der in Artikel L. 593-1 des Umweltgesetzbuchs genannten Interessen vor Beeinträchtigungen gewährleisten.

TEIL III – WEITERER BETRIEB NACH 40 JAHREN

ABSCHNITT 1: BEWÄLTIGUNG VON ALTERUNG UND VERALTUNG

1 BEWÄLTIGUNG VON ALTERUNG UND VERALTUNG ____ 329
1.1 ZIEL 329
1.2 ERFÜLLUNG DES ZIELS 329
1.2.1 Organisation bei EDF zur Bewältigung von Alterung und Veralterung 329
1.2.1.1 Verfahren zur Bewältigung der Alterung von SSC 330
1.2.1.2 Instandhaltungsprozess 333
1.2.1.3 Verfahren zur Bewältigung der Veralterung von Ausrüstung und Ersatzteilen 334
1.2.2 Sicherung der Funktionsfähigkeit der Geräte nach 40 Jahren 335
1.2.2.1 Nachweis der Funktionsfähigkeit nicht ersetzbarer Geräte nach 40 Jahren 335
1.2.2.2 Nachweis der Funktionsfähigkeit austauschbarer Geräte nach 40 Jahren oder entweder deren Austausch oder deren Sanierung vorzunehmen 337
1.2.2.3 Zerstörungsfreie Prüfungen (ZFP) 341
1.2.3 Verschiedene Ansätze zum Umgang mit der Veralterung von Geräten und Ersatzteilen 341
1.3 FAZIT 342

1 BEWÄLTIGUNG DER ALTERUNG UND D R VERALTUNG

Der Prozess *„Bewältigung der Alterung von Strukturen, Systemen und Komponenten (SSC)“* wurde im Rahmen der Vorbereitung der 4. Reaktorüberholung der 900-MW-Blöcke eingeführt, nachdem EDF im Jahr 2009 den Wunsch geäußert hatte, den Betrieb seines Kernkraftwerkparks über 40 Jahre hinaus fortzusetzen. Dieser Prozess war Gegenstand einer Prüfung in der Arbeitsgruppe „Alterung“ im Dezember 2003, anschließend im Mai 2006 und zuletzt in den Arbeitsgruppen ESPN und GPR im März 2018 im Rahmen der Vorbereitung des 4. RP 900.

Dieser Abschnitt dient dazu, den allgemeinen Ansatz zur Bewältigung der Alterung der Anlagen, die wichtigsten Erkenntnisse und die laufenden Programme sowie die Unterlagen vorzustellen, die erstellt wurden, um die Ziele im Zusammenhang mit der Bewältigung der Alterung und dem Umgang mit der Veralterung im Rahmen des 4. RP 900 zu erreichen.

1.1 ZIEL

Allgemein besteht das Industrieprogramm von EDF für den Betrieb der Blöcke über das 4. RP hinaus hinsichtlich des Aspekts Alterung und Veralterung der Komponenten darin:

- den Nachweis zu erbringen, dass nicht austauschbare Komponenten ihre Funktion auch nach 40 Jahren noch erfüllen können (Reaktordruckbehälter und Sicherheitsbehälter),
- nachzuweisen, dass austauschbare Komponenten ihre Funktion nach 40 Jahren weiterhin erfüllen können, oder sie entweder auszutauschen oder zu sanieren.

1.2 ERFÜLLUNG DES ZIELS

Allgemeiner Teil der EDF-Organisation

1.2.1 Organisation von EDF zur Bewältigung der Alterung und des r Veralterung

Der Ansatz zur Bewältigung der Alterung und zur Behandlung der Veralterung stützt sich auf drei nachhaltige operative Prozesse:

- dem Prozess zur Bewältigung der Alterung von Strukturen, Systemen und Komponenten (SSC), der ab der 3. Reaktorphase systematisch umgesetzt und in der 4. Reaktorphase fortgesetzt wird,
- der Prozess der Inspektion im Betrieb und der Instandhaltung,
- der Prozess zur Bewältigung der Veralterung von Ausrüstung und Ersatzteilen. Im Rahmen

  dieser drei Prozesse werden folgende Unterlagen erstellt:

- das Dossier zur Eignung für den weiteren Betrieb (DAPE) jedes Blocks, das ein Jahr vor dem 4. RP übermittelt wird und auf der Grundlage der Sammlung der Alterungsanalyseblätter (FAV) sowie der DAPE für Komponenten erstellt wird,
- die spezifischen Unterlagen für nicht austauschbare Komponenten, den Reaktorkessel (Unterlagen zum Kernbereich) und den Sicherheitsbehälter (Prüfberichte, Programm und Bericht zur zehnjährigen Sicherheitsbehälterprüfung),
- die Unterlagen, die die Aufrechterhaltung der Qualifizierung der Ausrüstung unter Unfallbedingungen (MQCA) über den 4. RP hinaus gemäß dem schrittweisen Qualifizierungsansatz belegen,
- die Unterlagen zur Inspektion im Betrieb und zur Instandhaltung, darunter:
  - die Basisprogramme zur vorbeugenden Instandhaltung (PBMP) der Anlagen und Bauwerke, die sich auf die Instandhaltungsrichtlinien stützen, die behördlichen Referenzunterlagen (DRR) für die Ausrüstungen des CPP/CSP, die die Betriebsbedingungen durch die Erfassung der Betriebszustände berücksichtigen,

- das Programm für ergänzende Untersuchungen im VD (PIC) (siehe Teil I – Kapitel 1 – Abschnitt 2),
- die Unterlagen zur außerordentlichen Instandhaltung der Ausrüstung.

- die Unterlagen zur Behandlung der Veralterung von Komponenten,
- und schließlich das Programm zur Wissensverbesserung und das unterstützende F&E-Programm.

1.2.1.1 Verfahren zur Beherrschung der Alterung der SSC-

Es wird eine systematische Methodik angewendet, um sicherzustellen, dass Alterungsphänomene während des betrachteten Zeitraums nicht zu Schwierigkeiten bei der Erfüllung einer Sicherheitsfunktion führen können. Diese Methode entspricht den internationalen Best Practices und steht im Einklang mit dem von der IAEO in ihrem Sicherheitsleitfaden Nr. NS-G-2.12 „*Ageing Management for Nuclear Power* Plants“ empfohlenen Ansatz.

Der Prozess erstreckt sich auf SSC, die potenziell anfällig für Alterungsprozesse sind und deren Ausfall Auswirkungen auf die Sicherheit der Anlage haben kann:

- die SSC, die als „wichtige Anlagen zum Schutz von Interessen“ (EIP) eingestuft sind, mit Ausnahme von regelmäßig ausgetauschten Anlagen wie Brennelementen, Steuerstäben und abnehmbaren Anlagen wie Brennstoffbehältern,
- die nicht als EIPS klassifizierten SSC, deren Ausfall aufgrund eines Alterungsprozesses zu einer Beeinträchtigung von EIPS-SSC führen könnte,
- die SSC, die im Rahmen der EPS (probabilistischen Sicherheitsanalysen) der Stufe 1 und der EPS für Störfälle berücksichtigt werden und wesentlich zur Begrenzung des Kernschmelzrisikos beitragen.

❖ **Nationaler generischer Prozess**

Die generische Methode zur Beherrschung der Alterung von SSC basiert auf der Erstellung einer Liste der relevanten Paare aus SSC und (nachgewiesenen oder potenziellen) Alterungsmechanismen. Jedes Paar aus sicherheitsrelevanten Komponenten und Alterungsmechanismen ist Gegenstand einer Analyse, die in einem FAV (Alterungsanalyseblatt) festgehalten wird. Ziel dieser Analyse ist es, den Grad der Alterungsbeherrschung im Hinblick auf die geltenden Betriebs- und Wartungsvorschriften sowie die Bedingungen für Reparatur- und Austauschfähigkeit zu überprüfen.

Im Anschluss an diese Analyse wird jedes FAV einem „*Status*“ zugeordnet, anhand dessen beurteilt werden kann, inwieweit die bestehenden Vorkehrungen geeignet sind, die Alterungskontrolle langfristig sicherzustellen:

- Status 0: Die Betriebs- und Überwachungsvorschriften sind angemessen, Maßnahmen für den Fall einer Reparatur oder eines Austauschs sind vorhanden,
- Status 1: Es ist eine ergänzende Untersuchung erforderlich, um die Alterungskontrolle zu bewerten (vorläufiger Status),
- Status 2: Für die betreffende Komponente ist ein ausführliches Dossier (generisches Dossier zur Eignung für den weiteren Betrieb (DAPE)) erforderlich, das eine Analyse der Maßnahmen umfasst, anhand derer eine Schlussfolgerung zur Alterungsbeherrschung gezogen werden kann.

Es gibt etwa 500 FAV auf der 900-MWe-Stufe, von denen sich 5 % im Status 1 und 6 % im Status 2

befinden. Die FAV werden jährlich überprüft, um neue Ereignisse zu berücksichtigen, darunter:

- der Fortschritt der Folgemaßnahmen zu den FAV der Status 1 und 2,
- die Entwicklung der Instandhaltungsrichtlinien (Instandhaltungskonzepte und -programme, allgemeine Ausnahmeregelungen),
- die Analyse der Ereignisse aus den Erfahrungsberichten des in Betrieb befindlichen Kraftwerksparks, die Ergebnisse des PIC sowie die Bestandsaufnahmen und Sachgutachten,

- die Erkenntnisse aus dem internationalen Erfahrungsaustausch, insbesondere von EPRI, WANO oder aus bilateralen Kontakten mit ausländischen Betreibern,
- die Verbesserung des Wissensstands unter Berücksichtigung des Fortschritts der unterstützenden F&E-Maßnahmen sowie unter Einbeziehung der Beiträge internationaler Kooperationen im Bereich des Alterungsmanagements (EPRI, IAEO, OECD)[26],
- die Erfahrungen aus der Anwendung der Methodik, insbesondere die der Kernkraftwerke im Rahmen der Erstellung der DAPE für die einzelnen Blöcke,
- industrielle Aspekte wie der Umgang mit veralteten Komponenten.

Das DAPE für eine Komponente analysiert detailliert die Beherrschung der Alterungsrisiken der Komponente oder der Struktur mit dem Ziel, deren Betriebsfähigkeit zu begründen. Es beschreibt das zugehörige Programm zur Alterungsbeherrschung, einschließlich der Aspekte der Überwachung im Betrieb, der laufenden und außerplanmäßigen Instandhaltung, der Betriebsbedingungen, etwaiger Änderungen, ergänzender Studien, F&E-Programme, Laboruntersuchungen insbesondere im Bereich der Werkstoffe, Qualitätssicherungsverfahren usw.

Die DAPE werden alle fünf Jahre aktualisiert, um die Ergebnisse der durchgeführten Arbeiten zu berücksichtigen und die Referenzdokumente jeder neuen Sicherheitsüberprüfung (VD) zu integrieren, wobei eine Toleranz von einem Jahr vorgesehen ist, um das Datum ihrer Überarbeitung an den Zeitplan der Sicherheitsüberprüfungen anzupassen.

Derzeit gibt es 12 DAPE-Komponenten für die 900-MWe-Generatorstufe:

- Reaktorbehälter,
- innere Ausrüstung des Reaktordruckbehälters,
- Dampferzeuger,
- Primärrohrleitungen,
- Druckhalter,
- Primärpumpenaggregat (GMPP),
- Hilfsrohrleitungen des Hauptprimärkreislaufs (CPP),
- Stromkabel,
- Stromdurchführungen,
- Steuer- und Regeltechnik,
- Sicherheitsbehälter,
- Bauwerke.

❖ **Lokaler Prozess pro Block**

Jedes Kernkraftwerk ist für die Erstellung und Aktualisierung eines DAPE für den jeweiligen Block (Dossier zur Eignung für den weiteren Betrieb) verantwortlich, das für jeden Block gemäß den auf nationaler Ebene festgelegten Organisationsgrundsätzen erstellt wird.

Nach der Analyse der Besonderheiten des Blocks hält das Kernkraftwerk im blockbezogenen DAPE die Umsetzung der nationalen Methodik fest, die auf den FAV und den zugehörigen DAPE basiert. Es ergänzt die generische Analyse bei Bedarf durch lokale Analysen für Ausrüstungen und/oder Mechanismen, die nicht durch nationale FAV abgedeckt sind.

[26] Der internationale Austausch ermöglicht es, von den Erfahrungen älterer Blöcke als die französischen zu profitieren. Zu nennen sind insbesondere das IGALL-Programm der IAEO („*International Generic Ageing Lessons* Learned“) und die Zusammenarbeit mit dem EPRI, insbesondere in den Bereichen unterirdische Rohrleitungen und Stromkabel.

Der DAPE eines Reaktorblocks stellt die lokalen Maßnahmen des Programms zur Alterungsbewältigung dar, das erstellt wurde, um den Nachweis der Eignung für den weiteren Betrieb des betreffenden Reaktorblocks bis zur nächsten VD unter zufriedenstellenden Sicherheitsbedingungen zu ergänzen.

Der DAPE des Reaktorblocks wird nach der 4. VD aktualisiert, um:

- die Bilanz der während der VD durchgeführten Kontrollen, Inspektionen, Änderungen und Sanierungen einzubeziehen, darunter die Ergebnisse der Programme PIC und ECOT,
- die seit der Erstellung des Index 0 herausgegebenen neuen nationalen FAV sowie diejenigen, deren Status sich nach oben verändert hat, zu berücksichtigen,
- die endgültige Fassung des auf den Block zugeschnittenen lokalen Alterungsmanagementprogramms (PLMV) zu beschreiben, das im auf die VD folgenden Zehnjahreszeitraum ergänzend zum nationalen Betriebs- und Instandhaltungsreferenzrahmen umgesetzt werden soll.

Die Zusammenfassung des DAPE für den Reaktorblock wird im folgenden Abschnitt „*Blockspezifischer* Teil“ vorgestellt.

❖ **F&E-Programm für den weiteren Betrieb**

Ergänzend zur Methodik und im Rahmen der Fortführung des Betriebs der Blöcke leistet die F&E Unterstützung

- den Instandhaltungsprozess durch ihre Fachkompetenz bei ausgebauten Komponenten sowie durch die Bereitstellung von Werkzeugen zur Überwachung und Diagnose/Prognose der Anlagen,
- im Bereich der Innovationen durch die Bewertung neuer Werkstoffe oder Technologien und durch die Mitwirkung an deren Qualifizierung.

  Das F&E-Programm zur Unterstützung des Prozesses zur Beherrschung der Alterung der SSC hat folgende Ziele:

- die Alterungsmechanismen von Werkstoffen zu verstehen und zu modellieren, um die Alterung der Komponenten vorherzusagen,
- die Eigenschaften der Werkstoffe nach 40 Jahren zu bestimmen (metallische, organische und bautechnische Werkstoffe),
- das vorhandene Wissen über Alterungsmechanismen zu sichern und es den Experten anderer EDF-Einheiten zur Verfügung zu stellen,
- neue ingenieurtechnische Methoden oder Verfahren zu entwickeln, insbesondere für Ermüdungsanalysen und die Bewertung des Risikos eines plötzlichen Bruchs im Rahmen der DRR (gesetzlich vorgeschriebenen Referenzunterlagen) sowie der Unterlagen zur Betriebsfähigkeit der Behälter,
- die Methoden zur Überwachung und Prüfung von Materialien (zerstörungsfreie Prüfung) weiterzuentwickeln, indem die besten verfügbaren Technologien untersucht werden,
- zur Entwicklung von Reparatur- oder Schadensminderungsverfahren beizutragen.

Im speziellen Fall des Reaktorbehälters verfügt EDF über ein Modell im Maßstab 1:3, mit dem die Alterung des Reaktorbehälters beschleunigt werden kann. Dieses Modell, das derzeit den Alterungszustand nach 50 Betriebsjahren widerspiegelt, bestätigt das zufriedenstellende Langzeitverhalten des Bauwerks. Es ermöglicht zudem die Entwicklung von zerstörungsfreien Messungen und Prüfungen, die auf den Tiefbau zugeschnitten sind, und bietet die Möglichkeit, numerische Entwicklungen mit einer umfassend instrumentierten physikalischen Realität abzugleichen.

❖ **Fazit**

Nach zehnjähriger Umsetzung wurde der Prozess zur Bewältigung der Alterung der SSC im Juni 2015 einer Prozessüberprüfung unterzogen, um Folgendes zu bewerten:

- seiner Fähigkeit, die Erkennung und Behandlung von Alterungsmechanismen vorwegzunehmen,
- seine Umsetzung durch die Kernkraftwerke,
- seine allgemeine Funktionsweise, insbesondere an den Schnittstellen zwischen den verschiedenen beteiligten lokalen und nationalen Akteuren.

Die Schlussfolgerungen dieser Überprüfung lauten wie folgt:

- Der Prozess zur Bewältigung der Alterung umfasst die Verbesserung des Verständnisses der Alterungsmechanismen durch Forschungs- und Entwicklungsarbeiten, die Analyse internationaler Betriebserfahrungen, die Berücksichtigung internationaler Benchmark-Studien wie IGALL sowie die Nutzung des „Parc-Effekts“ (technische Rückmeldungen der Kernkraftwerke, Austausch bewährter Verfahren),
- es handelt sich um einen dynamischen Prozess, der alle betroffenen EDF-Einheiten einbezieht, auch im Hinblick auf deren Fachwissen. Dadurch gewährleistet der Prozess zur Bewältigung der Alterung eine gute Vorausschau auf Alterungsphänomene im Kraftwerkspark,
- der Prozess erfüllt die ihm gesetzten Ziele für die Bewältigung der Alterung der Sicherheits- und Kontrollsysteme. Der Prozess ist ausgereift und befindet sich in einer nachhaltigen Phase. Die im Rahmen dieser Überprüfung vorgesehenen Maßnahmen tragen zu seiner Optimierung bei.

Darüber hinaus wird dieser Prozess einer jährlichen nationalen Überprüfung unterzogen.

1.2.1.2 Prozess „ “ (Instandhaltung)

Die Organisation der Instandhaltung bei EDF hat zum Ziel, den Betrieb der Anlagen gemäß den Sicherheitsanforderungen unter den besten Bedingungen für die Erzeugung einer sicheren, sauberen und wettbewerbsfähigen kWh für seine Kunden zu gewährleisten.

Die Instandhaltungsstrategie ist so strukturiert, dass das erforderliche Zuverlässigkeitsniveau der Anlagen und Systeme gewährleistet ist, wobei die Instandhaltung der Anlagen vorausschauend geplant wird, um den weiteren Betrieb der Blöcke des Kraftwerksparks auch nach 40 Jahren sicherzustellen. Sie gliedert sich in zwei Arten:

- die laufende Instandhaltung,
- die außerplanmäßige Instandhaltung.

❖ **Laufende Instandhaltung**

Zu Beginn des Betriebs des Kernkraftwerkparks basierten die Programme zur vorbeugenden Instandhaltung im Wesentlichen auf den Erfahrungen der Hersteller und dem Betrieb des thermischen Kraftwerkparks mit Verbrennungsanlagen.

Im Zuge der Weiterentwicklung des Kernkraftwerkparks wurden spezifische Wartungsprogramme für den Kernkraftwerkpark entwickelt, wobei die Standardisierung des Parks sowie die Erfahrungen von EDF und ausländischen Betreibern berücksichtigt wurden.

Historisch gesehen hat sich dieser Ansatz in mehreren Schritten weiterentwickelt, wobei in einem iterativen Prozess die Neudefinition des Inhalts und der Häufigkeit der Instandhaltungsmaßnahmen sowie eine bessere Integration der Überwachungs- und Diagnosemaßnahmen zum Zustand der Anlagen miteinander verbunden wurden.

Im Laufe der Zeit wurde er um neue Instandhaltungsmethoden erweitert: die OMF-Methode (Optimierung der Instandhaltung durch Zuverlässigkeit), Betriebsrichtlinien und die AP913-Methode. Er stützt sich zudem auf verschiedene Arten der vorbeugenden Instandhaltung: Systematische Instandhaltung (MS), zustandsorientierte Instandhaltung (MC) und Instandhaltung unter Verwendung von Referenzgeräten (MT).

Die Programme zur vorbeugenden Instandhaltung werden somit neu überprüft:

- durch die bei Inspektionen und bei der Demontage von Anlagen gewonnenen Erkenntnisse,
- durch die Analyse der Ereignisse im EDF-Kernkraftwerkspark und im internationalen Kernkraftwerkspark.

Dieser Überprüfungsprozess führt zu einer Anpassung der laufenden Instandhaltungsprogramme:

- Grundprogramme zur vorbeugenden Instandhaltung (PBMP),
- Lokale Programme zur vorbeugenden Instandhaltung (PLMP),
- zusätzliche Prüfungen, die sich aus verschiedenen Projekten oder Vorgängen ergeben.

❖ **Außerordentliche Instandhaltung**

Um den Betrieb der Blöcke der CPY-Generation nach 40 Jahren fortzusetzen, wurden die Instandhaltungsstrategien für die Anlagen bei Bedarf durch umfangreichere außerordentliche Instandhaltungsmaßnahmen ergänzt. Diese Maßnahmen sind für den Zeitraum vom 3. VD bis zum 4. VD und sogar darüber hinaus geplant, wobei ein konsequent vorausschauender Ansatz verfolgt wird.

Als außerordentliche Instandhaltung werden Instandhaltungsmaßnahmen bezeichnet, die sich durch einen oder mehrere der folgenden Aspekte von der klassischen vorbeugenden Instandhaltung unterscheiden:

- erheblicher finanzieller Aufwand,
- einmaliger Charakter (Instandhaltungsmaßnahmen, die im weiteren Betrieb der Blöcke nur ein- bis mehrmals anfallen), gegebenenfalls systematisch, d. h. an einen im Voraus festgelegten Termin gebunden (Beispiel: VD),
- technische Schwierigkeit (Durchführung der Maßnahme, erhebliche Auswirkungen auf die an den funktionalen und/oder geografischen Schnittstellen vorhandenen Anlagen),
- lange Planungs- und Fertigungszeiten,
- erhebliche Auswirkungen auf die für die Durchführung der Maßnahme erforderlichen Stillstandszeiten.

Solche außerordentlichen Instandhaltungsmaßnahmen können aus Austausch, Sanierungen oder Reparaturen bestehen. Darüber hinaus hat EDF vorausschauend Reparatur- und Austauschverfahren sowie Werkzeuge entwickelt, um proaktiv auf potenzielle Unwägbarkeiten reagieren zu können, die während der Blockstillstände auftreten. Diese Unwägbarkeiten können verschiedene Ursachen haben (Betrieb, Handhabung, Instandhaltung, Alterung usw.). Diese als „Versicherungsfälle“ bezeichneten Maßnahmen sind in den Instandhaltungsstrategien festgelegt und betreffen hauptsächlich Großkomponenten.

1.2.1.3 Verfahren zur Bewältigung der Veralterung von Ausrüstungen und Ersatz teilen

Die Bewältigung der Veralterung von Geräten und Ersatzteilen für industrielle Betriebsn in Kernkraftwerken erfordert eine ständige Überwachung, die sich an den unten beschriebenen Prozessen und Maßnahmen orientiert.

Die wichtigsten Eingabedaten für die Überwachung der Veralterung sind:

- die Technologiebeobachtung,
- die Rückgewinnung von Geräten, die im Zuge von IPE-Umbaumaßnahmen ausgebaut wurden,
- die Überwachung kritischer Lieferantenrisiken,
- die Identifizierung kritischer Fertigungsprozesse für Elastomerkomponenten, aus denen die für Unfallbedingungen qualifizierten Geräte bestehen,
- die vorausschauende Betrachtung nach großen Materialbereichen.

Die Aufrechterhaltung der Betriebsbereitschaft und der Langlebigkeit umfasst drei verschiedene Konzepte, die die vorstehende Analyse ergänzen:

- die langfristige Verfügbarkeit von Ersatzteilen,
- die langfristige Verfügbarkeit von Fachkräften und Spezialisten,
- die Nachhaltigkeit der Kompetenzen im Bereich der Konstruktionstechnik.

Der Umgang mit der Veralterung von Ausrüstung und Ersatzteilen ist in die Prozesse der DPN integriert. So werden die Veralterung der Ausrüstung und die von den verschiedenen Akteuren ausgegebenen Warnmeldungen vom Betreiber auf nationaler Ebene durch die UTO verfolgt.

Die Priorisierung der Maßnahmen zur Bewältigung der Veralterung orientiert sich hauptsächlich an den Richtlinien für die Lagerhaltung von Ausrüstung und Ersatzteilen zur Bestückung der lokalen und nationalen Betriebs- und Sicherheitsvorräte.

Dieser Ansatz ermöglicht es EDF, seine Ressourcen und seine Organisation langfristig anzupassen, insbesondere um eine Betriebsdauer über den 4· RP hinaus zu berücksichtigen.

1.2.2 Sicherung der Funktionsfähigkeit der Ausrüstung nach 40 n Jahren

Das Ziel, die Funktionsfähigkeit der Ausrüstung im Rahmen der vierten periodischen Überprüfung langfristig zu sichern, unterscheidet zwei Fälle:

- nicht ersetzbare Ausrüstungsgegenstände,
- ersetzbare Ausrüstungen.

1.2.2.1 Nachweis der Funktionsfähigkeit nicht austauschbarer Ausrüstungen nach 40 n Jahren

❖ **Der Behälter**

Die beiden sensiblen Bereiche des Behälterkörpers, die einem Alterungsprozess ausgesetzt sind, sind der Kernbereich und die Rohranschlüsse.

Die Kombinationen aus Alterungsmechanismen und Bauteilen werden in den FAV sowie im generischen DAPE für das Bauteil „Behälter“ (aktualisiert im Juni 2016) analysiert, das sich insbesondere mit den wichtigsten Mechanismen befasst
: die strahleninduzierte Versprödung des Kernbereichs und die thermische Alterung der Auslassrohre.

Ergänzend dazu wurde der ASN im Jahr 2015 ein behördliches Dossier für den Betriebszeitraum von VD4 bis VD4 + 10 Jahre vorgelegt, das 2016 überarbeitet wurde, um die Schlussfolgerungen der Ständigen ESPN-Gruppe „*Reaktorbehälter*“ aus dem Jahr 2015. Dieses Dossier liefert eine Einschätzung zum Betriebsverhalten der Reaktorbehälter nach 40 Jahren.

Es wurde in jeder Phase (Neutronenphysik, Werkstoffe, Auswahl der Transienten und thermohydraulische Berechnungen, Mechanik) nach einem deterministischen, konservativen Ansatz erstellt. Es befasst sich sowohl mit der Hüllrohrstudie zum „Palier“ des hypothetischen generischen Defekts (dem größten, mit dem qualifizierten Verfahren nicht nachweisbaren Defekt an der am stärksten beanspruchten und am stärksten bestrahlten Stelle des ungünstigsten Reaktordruckbehälters) als auch mit den reaktorspezifischen Studien zu den bei der Inspektion während des Betriebs festgestellten Defekten.

Er würdigt die Einführung von Hafnium-Bündeln in VD4 in den Brennelementen gegenüber den heißen Stellen, wodurch der Neutronenfluss am Reaktorbehälter reduziert werden kann. Der Einsatz von Hafnium-Bündeln ist eine bedeutende Investition des Betreibers EDF für die Fortsetzung des Betriebs der Reaktorbehälter.

Dieses Dossier wurde von der ASN im Rahmen von drei ständigen ESPN-Arbeitsgruppen in den Jahren 2018, 2019 und 2020 geprüft. Nach Abschluss dieser Prüfung ist die Betriebsfähigkeit des Kernbereichs der Reaktorbehälter der Blöcke der Baureihe 900 MWe für den Zeitraum bis zur Abschaltung VD4+10 Jahre nachgewiesen.

❖ **Der Sicherheitsbehälter**

Die Sicherheitsbehälter der Baureihe CPY sind einwandige Behälter (ESP) aus vorgespanntem Beton, deren Innenseite mit einer metallischen Abdichtung (Liner) ausgekleidet ist; der Sicherheitsbehälter ist statisch ausgelegt.

Die wichtigsten Alterungsmechanismen, die sich entwickeln können, sind:

- das Schwinden und Kriechen des Betons (Verkürzung), dessen Hauptursache die Austrocknung des Betons ist, was aufgrund verzögerter Verformungen zu einer Verringerung der Vorspannung führt; sowie mögliche interne Quellreaktionen wie die Alkali-Zuschlagstoff-Reaktion oder die interne Sulfatreaktion, bei denen es sich um langsam ablaufende Prozesse handelt,
- die Korrosion von passivem Stahl (Bewehrung), begünstigt durch Karbonatisierung bei Kontakt mit atmosphärischem CO_2 oder durch das Eindringen von Chloriden in Meeresumgebungen,
- die Korrosion der vertikalen Vorspannkabel, insbesondere bei unvollständiger Füllung der Hüllen mit Zementmörtel während der Bauausführung,
- die Korrosion der Metallhaut.

Der mechanische Leistungszustand der Sicherheitsbehälter wird kontinuierlich durch Überwachungssysteme überwacht, insbesondere durch Verformungsmessungen, die es ermöglichen, die Eingabedaten der mechanischen Untersuchungen bei Bedarf an die tatsächliche Entwicklung der Struktur anzupassen.

Die regelmäßige Prüfung bei Auslegungsdruck (Behälterprüfung) ermöglicht es, die Aufrechterhaltung der Leistungsmerkmale im Laufe der Zeit zu überprüfen, sowohl hinsichtlich der mechanischen Festigkeit (Linearität und Reversibilität der Verformungen) als auch der Dichtheit (Leckagerate).

Obwohl der Behälter als nicht austauschbar gilt, kann er bei Bedarf repariert oder verstärkt werden. Die Umsetzung des Prozesses zur Alterungsbeherrschung der ESP stützt sich auf folgende Dokumente:

- die Instandhaltungsrichtlinien und das Basisprogramm für vorbeugende Instandhaltung (PBMP), das sich auf die Instandhaltungsblätter für den Tiefbau (FMGC) stützt,
- die Vorschriften für regelmäßige Prüfungen des EPP-Systems,
- die FAV,
- die beiden generischen DAPE-Dokumente zu den Themen *„Sicherheitsbehälter“* und *„Bauwerke – Risiken des inneren Aufquellens von Beton“*.

Die Umsetzung des oben genannten Alterungsüberwachungsprozesses lässt folgende Schlussfolgerungen zu:

- Die langfristige Aufrechterhaltung der mechanischen Leistungsfähigkeit der Sicherheitsbehälter ist gewährleistet, sofern die Korrosionsprozesse an den Bewehrungen und den Vorspannkabeln durch eine geeignete vorbeugende Instandhaltung unter Kontrolle gehalten werden.
- Was die Dichtheit betrifft, so wird die Leistungsfähigkeit durch die Einhaltung des in Kapitel IX der RGE festgelegten Kriteriums für die Leckagerate überprüft. Dieses beruht im Wesentlichen auf dem Dichtheitsgrad der Isolierelemente der Durchführungen, von denen diejenigen, die am stärksten zur Leckage beitragen, in der 3. VD mit den besten verfügbaren Armaturentechnologien verbessert wurden. Ein eventuelles Leck an der Metallhülle wäre reparierbar. Derzeit laufen in Zusammenarbeit mit dem EPRI Entwicklungen, um die Fähigkeit zur Lokalisierung des Lecks während der Behälterprüfung zu verbessern.

1.2.2.2 Nachweis der Funktionsfähigkeit austauschbarer Komponenten nach 40 Jahren oder Durchführung ihres Austauschs bzw. ihrer Sanierung

Bei austauschbaren Bauteilen basiert ihre Funktionsfähigkeit nach 40 Jahren auf ihrer regelmäßigen Überwachung oder auf ihrem Austausch bzw. ihrer Sanierung im Rahmen der verschiedenen angewandten Instandhaltungsstrategien. Die folgende Tabelle enthält eine Zusammenfassung der Elemente, anhand derer die Funktionsfähigkeit nach 40 Jahren sowie die dazugehörigen Unterlagen. Die folgende Tabelle enthält eine Übersicht über die Elemente, anhand derer die Funktionsfähigkeit nach 40 Jahren festgestellt werden kann, sowie die dazugehörigen Unterlagen.

Ausrüstung	**Betrieb nach 40 Jahren**
Behälterinnenteile	Regelmäßige Überwachung (automatisierte zerstörungsfreie Prüfungen und ETV) sowie außerplanmäßige Wartungsarbeiten an Bauteilen mit nachgewiesener Beschädigung
MCG (Bündelsteuerungsmechanismen) und Thermoelement-Säulen	Vorbeugender Austausch der MCG (hauptsächlich der G1-Gruppen) auf der Grundlage eines Kriteriums hinsichtlich der Anzahl der durchgeführten Schritte
Dampferzeuger	Regelmäßige ZfP-Überwachung der Bündelrohre und Verschluss mit Rohrplatten Überwachung der Bereiche des Druckbehälters Wartungsstrategie bezüglich Verstopfung und Verschmutzung des Sekundärkreislaufs der Dampferzeuger Außerordentliche Wartung durch RGV und chemische Reinigung
Dampfgeneratorventile	ZfP-Prüfung der Dichtflächen und entsprechende Instandhaltung (Einlaufen, Bearbeitung)
Dampfabsperrventil	Regelmäßige Inspektion Austausch der Betätigungsstangen aus martensitischem Stahl

Ausstattung	Betrieb nach 40 Jahren
SEBIM-Ventile	Regelmäßige Inspektion der Ventile mit Überprüfung der Einstellung Systematische Überprüfung und Austausch der Schaltschränke alle 10 Jahre
Gussteile	Die Wartungsstrategie, die im Wesentlichen auf allgemeinen Untersuchungen von Rohrbögen und Gehäuseschäden basiert, sieht die Weiterverwendung der Rohrbögen nach 40 Jahren vor, sofern mehrere begleitende Maßnahmen ergriffen werden: - Die anfälligsten Rohrbögen, die an die Hauptleitungen angrenzen, werden im Rahmen der Hauptleitungsinspektionen ausgetauscht - Größere Defekte an den übrigen kritischen Rohrbögen werden regelmäßigen zerstörungsfreien Prüfungen (ZFP) unterzogen, um sicherzustellen, dass keine weiteren Veränderungen auftreten - Die übrigen kritischen Bauteile werden einer individuellen Überwachung der thermischen Alterung mittels zerstörungsfreier Verfahren unterzogen, um sicherzustellen, dass keine abnormale Veränderung ihrer Eigenschaften auftritt - bestimmte repräsentative ausgebaute Bauteile sowie Materialproben von in Betrieb befindlichen Rohrbögen werden einer Begutachtung unterzogen
Inconel-Bereiche	ZfP-Überwachung bestimmter Bauteile am Reaktorbehälter und an den Hauptleitungen
Druckhalter	Zerstörungsfreie Prüfung (ZFP) der Bereiche des Druckbehälters Austausch von Heizstäben, falls erforderlich
Mischbereiche	Regelmäßige, angepasste ZfP-Prüfung, insbesondere für die als empfindlich identifizierten Mischbereiche Außerplanmäßige Wartungsmaßnahmen an den RRA-T-Stücken, abhängig von der Überwachung der Betriebszeiten
Sekundärkreislauf (CSP)	Angepasste regelmäßige ZfP-Überwachung Systematischer Austausch der ARE-Bögen vor dem GV und der VVP-Bögen hinter dem GV bei den RGV
GMPP	Programm zur Überwachung der Alterung der Spiralförmigen Gehäuse (Formteil) Programm zur Begutachtung der thermischen Barrieren im Rahmen eines rotierenden Prüfzyklus ZfP-Überwachung der Schweißnähte zwischen Spiralgehäuse und Diffusor, mit einer Ausweitung der Anzahl der untersuchten Pumpen ab der 4. (VD) Überwachung der Hydraulik durch ein Begutachtungsprogramm, das bei jedem planmäßigen Ausbau (Austausch im Rotationsverfahren) durchgeführt wird

Ausstattung	Betrieb nach 40 Jahren
	Außerordentliche Wartung durch Austausch der Motorstatoren
Reservepumpen (und Ähnliches)	Regelmäßige umfassende Inspektionen
Kernkraft-Hilfswärmetauscher	ZfP-Überwachung der Rohre bestimmter Wärmetauscher und Wartung durch Verschließen Kontinuierliche Überwachung der radioaktiven Aktivität des RRI (KRT-Kette) und des Füllstands der PTR-Wanne Überwachung der Wandung der Kalander aus Schwarzstahl durch Dickenmessung Regelmäßige Inspektionen und Neukvalifizierungen gemäß ESPN Vorbeugender Austausch der REN-HT- und APG-Wärmetauscher Überwachung der Plattenwärmetauscher durch regelmäßige zerstörungsfreie Prüfungen (ZFP) sowie chemische oder mechanische Reinigung, Instandsetzung oder Austausch der Platten mittels Noria
Drehbrücke BR und BK-Brücken	Angemessene Überwachung durch vorschriftsmäßige regelmäßige Inspektionen (Hebevorgänge) und umfassende Begehungen Sanierungsmaßnahmen im Bereich Steuerung und Regelung
Selbstsperrende Vorrichtungen	Überwachung durch regelmäßige Inspektionen der DAB und auf dem Prüfstand nach Probenentnahme Außerordentliche Wartung durch Austausch oder Instandsetzung ausgebauter DAB
Hochspannungsmotoren	Zustandsorientierte Wartung und regelmäßige Inspektion Austausch eines Teils der RCV- und RRI-Motoren

Ausrüstung	Betrieb nach 40 Jahren
Notstromaggregate	Regelmäßige Wartung der Aggregate und Werksüberholung der Dieselmotoren nach ca. 25 Jahren Regelmäßige Überwachung der Generatorkerne (Inspektion und elektrische Messungen) Vorbeugende Wartung der TAC und planmäßiger Austausch im Zusammenhang mit der Veralterung der wichtigsten Baugruppen
Schalttafeln	Prüfung anhand von Referenzgeräten an den feststehenden Teilen und regelmäßige Überprüfung der beweglichen Teile
Steuerungs- und Messtechnik	Zustandsabhängige Wartung als Ergänzung zur EP sowie vorbeugende Wartung an bestimmten Anlagen Diagnose im Anschluss an die OVCC mit geplanten Austausch- und Sanierungsmaßnahmen für empfindliche Komponenten
Kabel und elektrische Durchführungen	Überwachung von Niederspannungskabeln durch Sichtprüfung und von Hochspannungskabeln durch Stichproben mit speziellen Messgeräten Gezielter Austausch von Kabeln, die rauen Umgebungsbedingungen ausgesetzt sind.
Tiefbauwerke	Angepasste vorbeugende Instandhaltung Überwachung von unterschiedlichen Setzungen durch lokale Programme Geplante außerordentliche Instandhaltungsmaßnahmen an schnell verschleißenden und großflächigen Bauteilen
Pumpstation	Angemessene regelmäßige Überwachung Sanierungsprogramm für die Filtertrommeln
Unterirdische Rohrleitungen	Spezielles Programm zur Bewertung der Betriebsfähigkeit der Rohrleitungen nach 40 Jahren auf der Grundlage von Risikoanalysen und gezielten Inspektionen, ergänzend zu den routinemäßigen Inspektionen

1.2.2.3 Zerstörungsfreie Prüfungen (, ZFP)

Die zerstörungsfreie Prüfung (ZfP) ist eine wichtige Instandhaltungsmaßnahme zur Überprüfung des Zustands und der Unversehrtheit von Bauteilen. Die ZfP-Verfahren entwickeln sich aufgrund technologischer Innovationen und einer besseren Risikokontrolle ständig weiter. Die Technologiebeobachtung umfasst vier Hauptschwerpunkte:

- Beitrag zur Risikokontrolle im Zusammenhang mit der Gammagraphie,
- die aktive Branchenbeobachtung, um Entwicklungen und vorindustrielle Tests von Verfahren anzustoßen, die den Anforderungen des Anlagenbestands in Bereichen gerecht werden können, in denen die Leistung hinter den Zielen zurückbleibt oder gar nicht vorhanden ist,
- eine gute Transparenz für die Unternehmen, damit diese ihre Kompetenzen vorbereiten und ausbauen können,
- die Speicherung und Archivierung der aus den Kontrollen resultierenden Daten.

1.2.3 Maßnahmen zur Bewältigung der Veralterung von Geräten und Ersatz teilen

Die durchgeführten Analysen haben es ermöglicht, die Risiken der Veralterung der dedizierten/dezentralen Steuerungs- und Kontrollsysteme (die EIPS enthalten) unter Kontrolle zu bringen, um die langfristige Verfügbarkeit dieser Anlagen sicherzustellen.

Spezifischer Teil zu Block 3 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Das Konzept zur Bewältigung der Alterung wurde vom Kernkraftwerk Blayais angewendet, um über die Fortsetzung des Betriebs von Block 3 im Zeitraum VD4-VD5 zu entscheiden. So wurden Analysen durchgeführt, um sicherzustellen, dass die Alterungsprozesse, die die Strukturen, Systeme und Komponenten (SSC) betreffen, unter Kontrolle sind. Darüber hinaus wurden die Besonderheiten im Zusammenhang mit den SSC des Blocks Nr. 3 identifiziert und analysiert. Auf dieser Grundlage ergänzte ein lokales Programm zur Alterungsbeherrschung (PLMV) die auf nationaler Ebene umgesetzten Maßnahmen. Das PLMV ist in das DAPE (Dossier zur Eignung für den weiteren Betrieb) mit dem Index 00 integriert, das der ASNR mindestens ein Jahr vor Beginn der Zehnjahresinspektion übermittelt wurde.

Bilanz zum Zustand des Reaktorblocks

Anlässlich der Zehnjahresinspektion wurden an den Strukturen, Systemen und Komponenten (SSC) eine Reihe von Wartungsarbeiten, Inspektionen, Prüfungen, zerstörungsfreien Untersuchungen oder Änderungen durchgeführt.

Die Auswertung dieser Maßnahmen erfolgte im Rahmen der Erstellung des Index 01 des DAPE (Dossier d'Aptitude à la Poursuite de l'Exploitation, Dossier zur Eignung für den weiteren Betrieb) des Blocks Nr. 3, das der ASNR am 16.06.2025 übermittelt wurde.

Die Aktualisierung der Alterungsanalyse der SSC wurde in das DAPE des Blocks Nr. 3, Index 01, integriert, wobei folgende Grundlagen herangezogen wurden:

- den Erkenntnissen aus den Ergebnissen der Inspektionen und Wartungsarbeiten einerseits an den SSC, die Gegenstand eines generischen DAPE (oder eines DAPE für einzelne Komponenten) sind, und andererseits an den SSC, die Gegenstand eines Alterungsanalyseblatts (FAV) sind;
- Die Berücksichtigung der Betriebserfahrungen zur Alterung: Analyse der neuen FAV oder der FAV, deren Status sich seit der Erstellung des Index 00 des DAPE für Block 3 nach oben verändert hat.

Der PLMV der Tranche Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais wurde aktualisiert.

1.3 FAZIT

Die Maßnahmen zur Bewältigung der Alterung der Anlagen wurden bereits lange vor der TTS des 3. RP 900 (2009) eingeleitet. Er stützt sich auf Studien, die ursprünglich für den Zeitraum vom 3. VD bis zum 4. VD durchgeführt und im Rahmen der Arbeitsgruppen „Alterung“ von 2003 und 2006 geprüft wurden, ergänzt durch Studien für den Zeitraum nach dem 4. VD, die im Rahmen der Arbeitsgruppen ESPN und GPR im März 2018 geprüft wurden. Die Organisation, die sich an den Prozessen der Instandhaltung, der Alterungsbeherrschung und des Umgangs mit der Veralterung der Ausrüstung orientiert, ist auf das Dossier zur periodischen Überprüfung des 900-MWe-Reaktors für die Fortsetzung des Betriebs der Reaktoren dieser Baureihe nach 40 Jahren abgestimmt.

Auf dieser Grundlage wurde im Rahmen der vierten periodischen Überprüfung ein umfangreiches Programm zur Überprüfung der Funktionsfähigkeit der Ausrüstungen durchgeführt. Dabei werden zwei Fälle unterschieden:

- Nicht austauschbare Komponenten (Reaktorbehälter, Sicherheitsbehälter): Bei diesen Komponenten ermöglichen die durchgeführten Analysen, ihre Eignung für den weiteren Betrieb über 40 Jahre hinaus sicherzustellen;
- Austauschbare Komponenten: Die im Rahmen der Überprüfung ermittelten erforderlichen Maßnahmen und Änderungen werden durchgeführt.

Die Analyse der während des Stillstands VD4 des Blocks Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais durchgeführten Kontroll-, Inspektions- und Wartungsarbeiten erfolgte unter dem Gesichtspunkt des Alterungsmanagements und lässt den Schluss zu, dass der weitere Betrieb des Blocks Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais im Zeitraum VD4–VD5 unter zufriedenstellenden Sicherheitsbedingungen möglich ist.

ABSCHNITT 2: KONTROLLE DER QUALIFIZIERUNG DER MQCA

2 AUFRECHTERHALTUNG DER QUALIFIZIERUNG VON QUALIFIZIERTEM MATERIAL GEMÄSS DEN UNFALLBEDINGUNGEN 345

2.1 VORGEHENSWEISE ZUR BEANTRAGUNG DER AUFRECHTERHALTUNG DER MQCA-ZULASSUNG 345

2.2 -VARIANTE VON DAS VERFAHREN VON AUFRECHTERHALTUNG DER MQCA-QUALIFIKATION 347

2.2.1 Mechanische Ausrüstung 347

2.2.2 Elektrische Geräte 347

2.3 FAZIT 355

2 ERHALTUNG DER QUALIFIZIERUNG VON QUALIFIZIERTEN GERÄTEN UNTER UNFALLBEDINGUNGEN

Allgemeiner Teil – Zwischenstufe

Die Qualifizierung unter Unfallbedingungen ist ein Verfahren, das gewährleisten soll, dass die Ausrüstungen in der Lage sind, ihre Sicherheitsfunktionen in Unfallsituationen zu erfüllen, in denen sie im Rahmen des Sicherheitsnachweises erforderlich sind.

Da die für Störfallbedingungen qualifizierten Komponenten (MQCA) auf der Grundlage einer Betriebsdauer von 40 Jahren qualifiziert wurden, wird für diese Komponenten ein spezifisches Verfahren angewendet, um die Frage der Verlängerung der Qualifikationsdauer zu klären.

Das Industrieprogramm von EDF zur Fortführung des Betriebs der Blöcke nach 40 Jahren besteht darin, die Aufrechterhaltung der Qualifikation der für Unfallbedingungen qualifizierten Ausrüstungen (MQCA) der mechanischen und elektrischen Ausrüstungen nachzuweisen oder diese gegebenenfalls entweder zu ersetzen oder zu sanieren.

2.1 VORGEHENSWEISE ZUM NACHWEIS DER AUFRECHTERHALTUNG DER MQCA-QUALIFIKATION

Die Qualifizierung für Unfallbedingungen ist ein Prozess, der gewährleisten soll, dass die Anlagen in der Lage sind, ihre Sicherheitsfunktionen in Unfallsituationen zu erfüllen, in denen sie benötigt werden. Dieser Prozess stützt sich:

- Für jede Ausrüstung auf:
  - die Ermittlung der Qualifikationsanforderungen,
  - der Durchführung eines Qualifizierungsprogramms auf der Grundlage allgemeiner Spezifikationen,
  - der Umsetzung der notwendigen Maßnahmen zur Aufrechterhaltung der Qualifizierung während der Herstellung, der Montage und des Betriebs der Ausrüstung.
- auf die Erstellung einer Dokumentation, die die Qualifizierung dieser Ausrüstungen und die Bedingungen für die Aufrechterhaltung dieser Qualifizierung im Betrieb darlegt.

Bei den von der Qualifizierung potenziell betroffenen EIPS handelt es sich hauptsächlich um nichtstatische mechanische Geräte, elektrische Geräte sowie Steuer- und Regelgeräte, aber auch um Geräte, die möglicherweise einer Anforderung hinsichtlich der Dichtheit unterliegen.

Sie werden als „unter Unfallbedingungen qualifizierte Anlagen“ (MQCA) bezeichnet und müssen in Unfallsituationen, in denen sie für den Auslegungsbereich oder den Zusatzbereich erforderlich sind, bestimmte Funktionen erfüllen. Je nach ihrer Rolle werden folgende Anforderungen festgelegt:

- Anforderung an die Erdbebenqualifikation,
- Anforderung an die Eignung unter verschlechterten Umgebungsbedingungen,
- Anforderung hinsichtlich der Dichtheit,
- besondere Anforderungen: Bruch von Hochenergie-Rohrleitungen, belastetes Wasser.

Diese Anforderungen werden in physikalische Beanspruchungen unterteilt, die in den für die Ausrüstungen einzuhaltenden Spezifikationen angegeben sind. Der Einfachheit halber wird den Ausrüstungen häufig ein zusammenfassendes Profil dieser physikalischen Beanspruchungen zugeordnet: Profile K1, K2 oder K3.

Die Qualifizierung der Anlagen für Unfallbedingungen wurde unter der Annahme einer Lebensdauer von 40 Jahren festgelegt. Diese Annahme wurde verwendet, um die Alterung der Komponenten im Rahmen der anfänglichen Qualifizierungssequenz der Anlagen zu berücksichtigen, und kann kürzer sein als die für die Anlage vorgesehene Betriebsdauer:

- entweder weil es im Laufe der Zeit notwendig wird, sie nach oben anzupassen, um die Betriebsdauer der Anlage zu verlängern,
- entweder weil diese Annahme zur Lebensdauer der Ausrüstung aufgrund einer schnelleren Alterungskinetik oder einer im Betrieb raueren Umgebung als bei der Erstqualifizierung berücksichtigt wurde, aufgrund von Erfahrungswerten, die neue Alterungsmechanismen aufzeigen, oder aufgrund einer Weiterentwicklung der wissenschaftlichen Erkenntnisse über die betreffenden Phänomene nach unten korrigiert wird.

In jedem Fall ist gemäß der internationalen Norm IEC/IEEE 60780-323 [Ausgabe vom Februar 2016 – Kernanlagen – Sicherheitsrelevante elektrische Ausrüstungen – Qualifizierung] ein Programm zur Erweiterung der Qualifizierung, das sogenannte Programm zur schrittweisen Qualifizierung, anzuwenden, bevor die Betriebsdauer der Ausrüstung die bei der Erstqualifizierung zugrunde gelegte Lebensdauerannahme überschreitet.

Die schrittweise Qualifizierung kann eine oder mehrere der folgenden sechs Methoden umfassen, die in der Reihenfolge der Analyse, d. h. der nacheinander zu stellenden Fragen, nummeriert sind:

- Methode 1: Analyse der Bedingungen der Erstqualifizierung zur Bewertung möglicher Sicherheitsmargen.
- Methode 2: Vergleich der tatsächlich im Betrieb auf die Ausrüstung einwirkenden Beanspruchungen und Umgebungsbedingungen (Temperatur und Strahlung) mit den bei der Qualifizierung zugrunde gelegten Werten. Dieser Vergleich kann zu einer Neubewertung der qualifizierten Lebensdauer auf der Grundlage der tatsächlichen Betriebswerte führen.
- Methode 3: Überwachung von Parametern zum Zustand der Ausrüstung oder zu ihrem Betrieb im Rahmen von regelmäßigen Prüfungen, Kontrollen oder Gutachten. Diese Parameter müssen es ermöglichen, eine Entwicklung der Ausrüstung zu erkennen, die der Erfüllung der erforderlichen Aufgabe im Falle eines Unfalls oder unter seismischer Beanspruchung abträglich wäre. Dabei kann es sich beispielsweise um Folgendes handeln:
    - um regelmäßige Messungen an der Anlage (Methode 3a), beispielsweise Messgenauigkeit, Ansprechzeit oder elektrische Messgrößen wie den Isolationswiderstand,
    - einer Begutachtung der Ausrüstung (Methode 3b), die darauf abzielt, deren Zustand vor Ort zu charakterisieren.
- Methode 4: Verringerung der Auswirkungen der Umgebungsbedingungen auf die Geräte. Zur Verringerung der Auswirkungen der Umgebungsbedingungen kommen zwei Methoden in Betracht:
    - Änderung der Umgebungsbedingungen (Methode 4a). Dabei geht es beispielsweise darum, einen Raum zu klimatisieren, um die durchschnittliche Raumtemperatur zu senken und so die Lebensdauer der dort installierten Geräte zu verlängern,
    - Schutz oder Verlegung einer Anlage (Methode 4b). Dabei geht es beispielsweise darum, eine Anlage durch eine Abschirmung vor der Strahlung eines Hotspots zu schützen, um die kumulierte Strahlungsdosis über ihre Lebensdauer zu verringern, oder die Anlage in eine Umgebung mit geringerer Strahlung zu verlegen.
- Methode 5: Erweiterung der Qualifizierung der Ausrüstung durch Unterziehung einer testbasierten Qualifizierungssequenz, die auf der Annahme einer verlängerten Betriebsdauer beruht. Der Test kann durchgeführt werden:
    - an einem vor Ort in doppelter Ausführung installierten Gerät (oder Prüfling) (Methode 5a),
    - an einem vor Ort entnommenen Gerät (Probenprüfung), vorzugsweise wenn dessen Ausgangszustand und die bisher auf ihn einwirkenden Belastungen bekannt sind (Methode 5b),
    - an einem neuen Gerät (Methode 5c).
- Methode 6: Austausch (Methode 6a) oder Sanierung (Methode 6b) der gesamten oder eines Teils der Anlage als vorbeugende Maßnahme, entweder durch identische oder durch alterungsunempfindlichere Komponenten.

2.2 ANWENDUNG DES MQCA-QUALIFIZIERUNGSVERFAHRENS ZUR NACHHALTIGKEIT

2.2.1 Mechanische Anlagen

Bei mechanischen Anlagen basiert die Strategie der schrittweisen Qualifizierung auf:

- dem Austausch von Komponenten, die gegenüber radioaktiven, thermodynamischen und chemischen Bedingungen empfindlich sind – in der Praxis sind dies die nichtmetallischen Komponenten –, in Abständen, die mit der in der Erstqualifizierung berücksichtigten Betriebsdauer vereinbar sind,
- der Überprüfung der mechanischen Teile, die unempfindlich gegenüber Unfallbedingungen sind, durch die Anwendung der PBMP,
- der Überprüfung der Leistungserhaltung durch regelmäßige Prüfungen.

Die für mechanische Komponenten angewandte Methode der schrittweisen Qualifizierung ist somit die Methode 6, die auf empfindliche Komponenten angewendet wird.

Das von EDF umgesetzte Arbeitsprogramm sieht vor, dass die Qualifizierungsstrategien für die TTS des 4· RP 900 in Bezug auf die mechanischen Anlagen zum Abschluss gebracht werden. Für bestimmte Anlagen sehen diese Strategien den vollständigen oder teilweisen Austausch von Komponenten vor, der durch zusätzliche Überprüfungen und Austausche im Rahmen von Wartungsmaßnahmen (über eine spezielle Vorgabe der DPN) oder durch lokal umgesetzte technische Änderungen (PNRL) gesteuert wird.

Es ist wichtig anzumerken, dass infolge der Anweisung der Arbeitsgruppe „Orientierungen zur Betriebsdauer“ (DDF) vom 19. Januar 2012 ein ergänzendes Programm zur Begutachtung mechanischer MQCA (Pumpen und Armaturen) umgesetzt wurde. Dieses Begutachtungsprogramm zielt darauf ab, die Kenntnisse über die in den FAV beschriebenen Alterungsmechanismen zu vertiefen und sicherzustellen, dass keine Phänomene auftreten, die bei der Erstqualifizierung und im Rahmen des Alterungsmanagementprozesses nicht berücksichtigt wurden.

Dieses Begutachtungsprogramm wurde an 3 Pumpen und 4 Armaturen durchgeführt. Die begutachteten Geräte wurden so ausgewählt, dass sie verschiedene Technologien und verschiedene Lieferanten abdecken, die in den Blöcken mit 900 MWe und 1300 MWe zu finden sind.

Diese in Zusammenarbeit mit den Herstellern durchgeführten Begutachtungen haben bestätigt, dass die an den Armaturen und Pumpen festgestellten Alterungsmechanismen den Erwartungen entsprechen und keine neuen Alterungsmechanismen zutage getreten sind. Die Betriebsfähigkeit dieser Geräte nach 40 Jahren wird bestätigt, sofern die Wartungsmaßnahmen fortgesetzt werden, die darauf abzielen, die alterungsanfälligen nichtmetallischen Komponenten regelmäßig auszutauschen.

2.2.2 Elektrische Geräte

Für elektrische MQCA sowie Steuer- und Regelgeräte umfasst das Verfahren der schrittweisen Qualifizierung zwei Phasen:

- Eine strategische Phase zur Auswahl der Methode. Sie endet mit der Erstellung des Strategiepapiers zur schrittweisen Qualifizierung (NSQP), das nach Gerätefamilien und Qualifizierungskategorien (K1, K2, K3) gegliedert ist, mit Ausnahme von Kabeln, elektrischen Durchführungen und Steuerungs- und Regelungsgeräten, die in den DAPE-Komponenten behandelt werden.
- Eine operative Phase, die darin besteht, die gewählte Methode umzusetzen (Analysen, Gutachten, Prüfungen oder Austausch) und anschließend die Dokumente des Qualifizierungsreferenzsystems bei Bedarf zu aktualisieren.

Für elektrische Anlagen, die vor der ersten regelmäßigen Überprüfung installiert wurden, wurden die Strategien in den Dossiers zur Eignung für den weiteren Betrieb (DAPE) oder in den der jeweiligen Anlagenfamilie zugeordneten NSQP beschrieben.

Diese Dokumente können verschiedene Arten von Methoden zur Aufrechterhaltung der Qualifizierung vorsehen. Im Verhältnis:

- 40 % der in den NSQP genannten Methoden sehen die Aufrechterhaltung der Qualifikation durch Analysen vor; ist dieses analytische Vorgehen nicht schlüssig, nimmt EDF einen Austausch vor (Methoden 1, 2, 3a);
- 38 % der in den NSQP genannten Methoden sehen die Aufrechterhaltung der Eignung durch Probenahmen/Gutachten oder Prüfungen vor; ist dieses analytische Vorgehen nicht schlüssig, nimmt EDF einen Austausch vor (Methoden 3b oder 5);
- 22 % der von den NSQP vorgesehenen Methoden sehen die Aufrechterhaltung der Eignung durch direkten Austausch ohne vorherige Analyse oder Prüfung vor (Methoden 6a oder 6b).

Die detaillierte Übersicht nach Materialtyp ist in der folgenden Tabelle dargestellt:

Materialtyp	Qualifizierungsmethode	Fazit
Leittechnik		
Geräte des Systems zur Messung der Kernleistung (RPN)	Für CPY-Standorte, Modernisierung auf den 4·RP 900 (PNPP1838)	Erweiterung der erworbenen Qualifizierung
Relaisanschluss des Reaktorschutzsystems (RPR und außerhalb des RPR)	Vorabtests an bestimmten Geräten außerhalb des RPR (sogenannte prospektive Tests), anschließend Tests an vor Ort entnommenen Geräten im gesamten Anwendungsbereich	Prospektive Prüfungen: Erweiterung der erworbenen Qualifizierung auf Leiterplatten, Polarisations- und Klemmenbaugruppen sowie bestimmte Sockel Änderungen, die aufgrund von Fehlern während der Prüfungen vorgenommen wurden: Monostabile Relais TEC1804, TEC 1808 und bistabile Relais Siemens V23003 (PNPE1215) Weiterentwicklung der RPR-Funktion (PNPP1871) Änderungen in der Instandhaltung (DP333): Zeitrelais TEC MTI CACTA + Dichtung G2 Ergebnisse der weiteren Prüfungen: Erweiterung der Qualifizierung erteilt
Geräte des allgemeinen Regelsystems (KRG – SIP-P und SIP VI)	SIP CPY: 17 Modultypen, die Stichprobenprüfungen unterzogen wurden, sowie 3 Modultypen, die analog geprüft wurden	Testergebnisse: Qualifikationserweiterung erteilt, mit Ausnahme der Komponenten, die Gegenstand der nachstehend aufgeführten Änderungen sind. Änderungen, die aufgrund von Fehlern während der Tests an SIP-Modulen vorgenommen wurden: Weiterentwicklung des SIP-P-Systems (PNPP1873) Änderungen in der Instandhaltung (DP333): SIP-Module
	Schaltschränke des SIP-Schutzsystems CPY: Probenahme (Methode 5b) zu komplex => Begutachtung (Methode 3b)	Erweiterung der erworbenen Qualifizierung
Strahlenschutz-Messschränke (KRT)	Nicht originalmäßige Zählmodule	Erweiterung der erworbenen Qualifizierung
	Racks, Anschlüsse, interne Verkabelung, Klemmenblöcke entnommen und begutachtet + ergänzende Qualifizierungsprüfungen (insbesondere Erdbebensicherheit) Begutachtung der übrigen Schränke (mechanische Struktur und elektrische Anschlüsse)	Erweiterung der erworbenen Qualifizierung
	Verbundkabel: Untersuchung der Materialzusammensetzung, Analyse der Betriebserfahrungen (REX), Begutachtungen vor Ort oder im Labor an Proben von vor Ort gealterten Kabeln.	Erweiterung der erworbenen Qualifizierung
KPS-Siedepunktmessgerät	Nicht-Originalmaterialien = Erreichen des 40-Jahres-Zeitraums zwischen dem 4·und 5·RP 900: Probenahme beim 4·RP 900 und Prüfungen	Erweiterung der Qualifikation nicht synchronisiert mit der 4·RP 900. Probenahme in Fessenheim und Prüfungen geplant zwischen 2021 und 2023.
Alarmmanager im Kontrollraum (KSC)	Probenahme und Prüfungen	Erweiterung der erworbenen Qualifizierung
Ausrüstung der Leitwarte	Direkter Austausch bestimmter Komponenten: Signalhörner Entnahme von Geräten, die denen auf den Bedienpulten entsprechen, zu Testzwecken (Entnahme der gesamten Bedienpulte nicht möglich)	Prüfergebnisse: Erweiterung der Qualifizierung erteilt, mit Ausnahme der Geräte, die Gegenstand der nachstehend aufgeführten Änderungen sind. Bereits eingeleitete Änderungen aufgrund von Fehlern während der Prüfungen: Austausch der vertikalen Anzeigen und der Aufzeichnungsgeräte im SDC (PNPE1225) Austausch der Hupen in SDC (PNRL1831)
Kabel	Probenahmen und Begutachtungen von Kabeln K1, K3 verschiedener Art	Erweiterung der erworbenen Qualifizierung
Elektrische Durchführungen	Analyse der Grundlagen: konservative Annahmen der ursprünglichen Qualifizierung, in den PBMP vorgesehene Überwachung, Studien, Lebensdauer (internationale Betriebserfahrungen, aktueller Stand des Grundlagenwissens über Werkstoffe, technologische Besonderheiten und geringe Umweltbelastungen im Zusammenhang mit elektrischen Durchführungen)	Erweiterung der erworbenen Qualifizierung

Anhang 1 – Präsentationsnotiz

Materialtypologie	Qualifizierungsmethode	Schlussfolgerung
Messgeräte		
RIC K1-Temperaturkurven	Kombination verschiedener Methoden: - - Vergleich mit den tatsächlich im Betrieb auftretenden Umgebungsbedingungen Gutachten	Erweiterung der erworbenen Qualifizierung für die RIC-Temperaturleitungen bis zum VD5-Stillstand, mit Ausnahme der TIA499/6149-Steckverbinder, die in den 1990er Jahren installiert wurden und für die vor den VD5-Stillständen noch Qualifizierungsmaßnahmen durchgeführt werden müssen.
K1-Platin-Widerstandsthermometer	Austausch (DT38 oder BEVAA) Beibehaltung der kürzlich installierten DT108	Erweiterung der bereits erlangten Qualifizierung
BIBLOC-Druckmessumformer	Prüfung nach Probenahme	Erweiterung der bereits erlangten Qualifizierung
Messumformer vom Typ AMC TE	Nutzung des REX und von Grund auf robuste Konstruktion der Geräte	Erweiterung der bereits erlangten Qualifizierung
Elektromagnetische Durchflussmesser von Flumag / optiflux	Flumag: Analysen Optiflux: Qualifizierung aus dem Jahr 2007, seit diesem Zeitpunkt installiert	Erweiterung der bereits erlangten Qualifizierung
Drucksensoren 8000	Analysen auf der Grundlage der Überwachung von Parametern zum Zustand der Geräte oder zu deren Betrieb im Rahmen der regelmäßigen Prüfungen.	Erweiterung der bereits erlangten Qualifizierung
Neutronenkette (CNI, CNS und CNP)	Austausch von Ausrüstung im Rahmen des Vorfalls AFT16.05. Die Änderung PNPP1946 gewährleistet akzeptable Temperaturen für die Neutronenkette CNI im Falle eines Ausfalls der Zwangsbelüftung des Reaktorkellers.	Erweiterung der bereits erlangten Qualifizierung
Strahlenschutzmessketten (KRT) – Hoher Gammafluss	Innenbereich des Reaktors: Konstruktion der überwiegend aus Metall bestehenden Ketten und regelmäßige Prüfungen => Analyse Außenbereich des Reaktors: Sanierung	Erlangte Qualifikationserweiterung Sanierung der KRT-Messkette mit hohem Gamma-Fluss im BR (PNPE1171)
Strahlenschutz-Messketten (KRT) – hohe Aktivität Auffangbecken und RIS-Aktivität	Analysen auf der Grundlage des tatsächlichen Alters der installierten Geräte, ihrer Nutzungsrate, der Belastungen und Umgebungsbedingungen, denen die Geräte seit ihrer Installation im Betrieb tatsächlich ausgesetzt waren, sowie derjenigen, die unter der Annahme verschlechterter Umgebungsbedingungen zugrunde gelegt wurden	Erweiterung der bereits erlangten Qualifizierung
Strahlenschutz-Messketten (KRT) – Messketten für die Belüftungsluft im Kontrollraum	Direkter Austausch der Messketten	Sanierung der KRT-Messkette (PNPP1947)
Weitere KRT-Messketten	Durchgeführte Austauscharbeiten im Rahmen der materiellen Änderungen PNPP1442, PNPP1485 – Projekt PIT 3 900 – und PNPP1483 – Projekt „Obsoleszenz“	Erweiterung der bereits erlangten Qualifizierung
Füllstandssensoren Druckmessumformer Hydrostatische Sonde	Aktuelle Qualifizierung ANV-Füllstandssensoren von Houdec, 2006 qualifiziert und nach diesem Datum installiert Fuji-Druckmessumformer, 2009 qualifiziert und nach diesem Datum installiert BAUMER-Hydrostatik-Sonde, 2010 qualifiziert und nach diesem Datum installiert	Erweiterung der bereits erlangten Qualifizierung
Füllstandssensoren von TCEM, Thermostate / Druckschalter von GEORGIN / BAUMER	Analyse: positive Ergebnisse der Betriebserfahrungen (regelmäßige Prüfungen und Kontrollen) und Vergleich der ursprünglichen Qualifizierung mit den tatsächlichen Betriebsbedingungen	Erweiterung der bereits erlangten Qualifizierung

Anlage 1 – Präsentationsvermerk

Gerätetyp	Qualifizierungsmethode	Fazit
Durchflussregler HOUDEC CCB 311	Begutachtung der vor Ort entnommenen Geräte	Erweiterung der erworbenen Qualifizierung
Petercem-Endschalter	Prüfungen nach Probenahmen vor Ort	Erweiterung der Qualifizierung durch Prüfungen bis zum 5 Wiederholungslauf für alle Arten von Endschaltern, mit Ausnahme derjenigen am Standort Tricastin. Die Qualifizierung der Endschalter von Tricastin bleibt bis zum 5 Wiederholungslauf gültig, da sie nicht werkseitig am Standort installiert wurden.
Anschlusstechnik – Verbindungen / Koaxialkabel		
Koaxialverbindungen RPN K1 und K2	Mineralische Verlängerungskabel CNI K1 von RCCN und mineralische Verbindungsstücke CNS K2 von PHOTONIS: Austausch vor Erreichen von 40 Betriebsjahren durch triaxiale Verbindungen von RRCN (PNPP1842)	Erweiterung der erworbenen Qualifizierung
	Mineralische Verbindungsstücke CNP K2 von PHOTONIS: Analyse der Beschaffenheit der Bestandteile (metallisch und mineralisch) sowie der Reparaturmöglichkeit der Außenhülle	Erweiterung der erworbenen Qualifizierung
	Organische K2-Verlängerungen: Nutzung der Ergebnisse der F&E-Lebensdaueruntersuchungen an den IEG-Kabeln der CPY-Stufe in Verbindung mit einem Gutachten	Erweiterung der erworbenen Qualifizierung
Anschlusskomponenten, qualifiziert für K1 und K2 (und abdeckend für K3)	Probenahme und Gutachten	Erweiterung der erworbenen Qualifizierung
Elastimold-Steckverbinder, die in den HTA-RRA-Motoren verbaut sind	Ersatz: Fortsetzung von AnP94/001	Erweiterung der erworbenen Qualifizierung
Armaturenantriebe		
Stellantriebe	Austausch der K1-Servomotoren vor den 4 VD die im Rahmen der Austauschkampagne im Zusammenhang mit dem Fall AI001.001 nicht ausgetauscht wurden	Erweiterung der erworbenen Qualifizierung
	Geräte K2, K3: Prüfungen nach Probenahmen	Prüfergebnisse: Erweiterung der Qualifizierung erteilt, mit Ausnahme der auf DEL installierten Honeywell-Modelle, für die ein Austausch erfolgt (PNPE1243 und PNRL1849)
Magnetventile	Die Typen MB und MT wurden durch eine im Rahmen der 3 VD (PNRL1035) eingeführte Hardware-Modifikation ersetzt	Erweiterung der erworbenen Qualifizierung
	Prüfungen nach Probenahmen laufen derzeit an den Magnetventilen vom Typ V301 (K1/K2) und den Magnetverteilern vom Typ MT/M2T (K2).	Laufende Prüfungen Prüfergebnisse: Erweiterung der Zulassung für einen Teil der Modelle erteilt Notwendigkeit des Austauschs der Modelle MT/M2T K2/K3 nach 40 Jahren (Frist liegt nach $^{den\ 4}$ periodischen Überprüfungen), zu prüfen im Rahmen des^{5} RP 900 (da vor Ort nicht original verbaut)
Hochspannungs- und Niederspannungsantriebe		
Hochspannungsmotoren	Nachweis durch Analyse. Überholte RRI- und RCV-Motoren	Erweiterung der erworbenen Qualifizierung

Gerätetypen	Qualifizierungsmethode	Fazit
Niederspannungsmotoren	Entnahme und Prüfung einer Auswahl repräsentativer, vor Ort installierter Motoren	Bei bestimmten Modellen wurde die Erweiterung der Qualifizierung nicht erteilt. Eingeleitete Maßnahme: PNRL1845: Austausch der Niederspannungsmotoren
Stromverteilung		
Hochspannungsschaltanlagen (LHi/LGi – 6,6-kV-Verteilung mit und ohne Notstromversorgung)	Bereits ausgetauschte Komponenten Durchführung von Prüfungen und/oder Gutachten an vor Ort entnommenen ortsfesten und beweglichen Teilen	Prüfergebnisse: Für bestimmte Komponenten wurde die Qualifikationserweiterung nicht erteilt. Bereits eingeleitete Änderungen aufgrund von Fehlern während der Prüfungen: Änderungen im Rahmen der Wartung (DP333): Austausch der MGK-Sicherungen, Anbringung von Befestigungen, spezielle Prüfungen
	Schutzkette: Probenahmen und Prüfungen	Testergebnisse: Für bestimmte Komponenten der Schaltanlagen wurde die Qualifizierung nicht erteilt. Bereits eingeleitete Änderungen aufgrund von Fehlern während der Tests: Änderungen in der Instandhaltung (DP333): Austausch der zeitgesteuerten Schutzrelais ICE-TT7111
Quellschaltanlagen (LAi (230 V DC), LBi (125 V DC), LCi (48 V DC), LDi (30 V DC) und LNi (220 V AC, gewellig)	CPY: Austausch der Schutzrelais der Stromversorgungsschaltanlagen spätestens beim 4·RP 900 (DP333)	Erweiterung der erworbenen Qualifikation
	Verbleibende Schaltanlagen an den CPY-Standorten: Prüfungen und/oder Gutachten an vor Ort entnommenen Bauteilen	Prüfergebnisse: Die Qualifikationserweiterung wurde für bestimmte Komponenten der Schaltanlagen nicht erteilt. Bereits eingeleitete Änderungen aufgrund von Fehlern während der Prüfungen: Änderungen im Rahmen der Wartung (DP333): Austausch der 125-V-Gleichstrom-Leistungsschalter (KB2 und Securex) sowie der OKFC-Selbsthalt-Relais
Niederspannungsschaltanlagen	Prüfungen und/oder Begutachtungen an vor Ort entnommenen Bauteilen	Prüfergebnisse: Für bestimmte Komponenten der Schaltanlagen wurde die Qualifikationserweiterung nicht erteilt. Bereits eingeleitete Änderungen aufgrund von Fehlern während der Prüfungen: Änderungen im Rahmen der Wartung (DP333): Austausch von Schützschubfächern
	Schutzrelais: Probenahme und Prüfungen	Erweiterung der erworbenen Qualifikation
Hochspannungs-/Niederspannungstransformatoren (CPY)	Austausch der 630-kVA-Hochspannungs-/Niederspannungstransformatoren an CPY (PNPE1044)	Austausch der 630-kVA-Hochspannungs-/Niederspannungstransformatoren an CPY (PNPE1044)
Verteilerkästen und -schränke		
IAAR-Schaltanlagen	Prüfungen und Begutachtungen der vor Ort entnommenen empfindlichen Bauteile	Erweiterung der erworbenen Qualifikation
Hilfsschaltanlagen für Dieselgeneratoren	Hardware-Änderung am 4·RP 900 (PNPE1122) umgesetzt·um die Entnahme von Geräten für Prüfungen und Begutachtungen oder den Austausch (Erregungsschütze) zu ermöglichen	Erweiterung der Qualifikation durch den Austausch, in Erwartung der Prüfergebnisse der aus TRI1 entnommenen Geräte Änderungen im Rahmen der Wartung (DP333): Austausch des Spannungsreglers und der DDAE-Platine
Hilfsschaltanlagen der Notstromturbogeneratoren (LLS)	Installiert nach der industriellen Inbetriebnahme der 900-MWe-Blöcke (ab 1984).	Erweiterung der Qualifizierung eingeleitet, nicht synchronisiert mit der 4·VD, behandelt im Fall PNPE1148.

Gerätetyp	Qualifizierungsmethode	Fazit
ASG-Überdrehzahlschutzschränke	Entnahmen/Austausch im Rahmen der Materialänderung (PNPE1258 Band J) des Projekts des 4·RP 900	Erweiterung der Qualifizierung durch den Austausch, in Erwartung der Prüfergebnisse der aus TRI1 entnommenen Geräte. Um die Erweiterung der Qualifizierung angesichts der verspäteten Probenahmen und Prüfungen sicherzustellen, werden die Austausche durchgeführt, falls die Prüfungen oder Gutachten keine positiven Ergebnisse liefern sollten
Sicherheitsbeleuchtung der SdC	Probenahmen / Austausche werden durch die Materialänderung (PNPE1132) geregelt	Erweiterung der durch den Austausch gemäß PNPE1132 erlangten Qualifizierung Um die Erweiterung der Qualifizierung angesichts der verspäteten Probenahmen und Prüfungen sicherzustellen, werden die Austausche vorgenommen, falls die Prüfungen oder Gutachten keine positiven Ergebnisse liefern
Umrichter (Wechselrichter und Gleichrichter)	Sonstige Ausrüstung: Es werden mehrere Methoden der schrittweisen Qualifizierung gleichzeitig angewendet.	Ergebnis der Begutachtungen: Die Erweiterung der Qualifikation für die Anlagen in Tricastin wurde unter der Voraussetzung erteilt, dass die empfindlichen Komponenten ausgetauscht werden. Derzeit laufen Begutachtungen und Prüfungen an bestimmten Anlagen der CPY-Generation außerhalb von Tricastin. Bereits eingeleitete Änderung(en): PNSR9008 9015/16/17/18: Untersuchungen, Inspektionen, Begutachtungen und gegebenenfalls Austausch empfindlicher Komponenten für bestimmte Standorte der CPY-Generation
Heizelemente und elektrische Begleitheizungen	Zufriedenstellende REX-Ergebnisse und Begutachtungen vor Ort	Ergebnis der Begutachtungen: Verlängerung der Qualifizierung unter der Voraussetzung, dass sich die Anlagen in gutem Zustand befinden Änderungen in der Instandhaltung (DP333): Überprüfung und Austausch von Heizelementen und Heizkabeln
Akkumulatorenbatterien	Regelmäßige Messungen und Austausch im Rahmen der seit Inbetriebnahme dieser Anlagen durchgeführten Wartungsarbeiten	Erweiterung der Qualifikationsberechtigung erteilt

Spezifischer Teil für Block 3 des Kernkraftwerks Blayais

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais weist hinsichtlich des „Palier"-Zustands keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands

des Blocks Änderungen:

- PNPE1044 „Leistungserhöhung der 380-V-Niederspannungsschaltanlagen",
- PNPE1122 „Aufrechterhaltung der Qualifizierung der Schaltschränke der Notstromaggregate",
- PNPE1132 „Austausch der Sicherheitsbeleuchtungsanlagen im Kontrollraum",
- PNPE1215 „Austausch der Relais TEC1804 und TEC1808",
- PNPE1225 „Austausch der vertikalen Anzeigen und Aufzeichnungsgeräte im Kontrollraum",
- PNPE1258 Band J „ASG-ND: Austausch von Schaltkästen",
- PNPE1243 „Austausch der SME der Ventile DEL 040 / 048 / 054 VD",
- PNPP1442 „Zuverlässigkeit und Angemessenheit der KRT-Messungen REN/APG",
- PNPP1485 „Austausch der KRT-Ketten VVP / Stickstoff 16",
- PNPP1838 „Digitales RPN",
- PNPP1842 „Einbau und Montage der dreiachsigen Verlängerungskabel CNS und CNI des RPN-Systems",
- PNPP1871 „Weiterentwicklung der RPR-Funktion und des Testers; Weiterentwicklung des RPR-Testers; Austausch der SdC-Schalter",
- PNPP1873 „Weiterentwicklung SIP-P",
- PNPP1946 „Einbau einer Klappe am Lüftungskanal des Tankschachts",
- PNPP1947 „Sanierung KRT",
- PNRL1035 „Austausch der Magnetventile K1 MB&MT und der Endschalter",
- PNRL1831 „Austausch der Signalhörner im Kontrollraum",
- PNRL1845 „Austausch der Niederspannungsmotoren",
- PNRL1849 „Aufrechterhaltung der Eignung der DVL- und DVC-Klappen",
- PNPP1483 „Austausch der KRT-Ketten",

wurden am Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPE1171 „Sanierung der KRT-Kette mit hohem Gamma-Fluss BR" wird im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4· RP 900 am Block 3 des Kernkraftwerks Blayais umgesetzt.

Die Änderung PNPE1148 „Austausch der empfindlichen Komponenten der Schaltschränke und Verteilerkästen der letzten Notstromversorgung (LLS)" wird am Block 3 des Kernkraftwerks Blayais im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration spätestens 40 Jahre nach der Installation der Ausrüstung vorgesehen ist.

Die Änderungen im Rahmen der Instandhaltung werden vollständig unter Einhaltung der Umsetzung der DP333 im Block 3 des Kernkraftwerks Blayais durchgeführt.

2.3 FAZIT

Die Aufrechterhaltung der Qualifizierung für Unfallbedingungen ist Gegenstand eines Vorgehens, das auf mehreren Nachweismethoden basiert, die von der Aktenanalyse über Probenahmen für Tests bis hin zum Austausch reichen. Das Ergebnis dieses abgestuften und umfassenden Vorgehens führt zu einem erheblichen Arbeitsaufwand und ermöglicht es, die Verlängerung der qualifizierten Lebensdauer bis zum 5. Reaktorwechsel zu gewährleisten.

FAZIT

Gemäß Artikel L.593-18 des Umweltgesetzbuchs führt EDF alle zehn Jahre regelmäßige Überprüfungen seiner Reaktoren durch, um *„den Zustand der Anlage im Hinblick auf die für sie geltenden Vorschriften zu bewerten und die Einschätzung der Risiken oder Nachteile, die die Anlage für die in Artikel L.593-1 genannten Interessen darstellt, zu aktualisieren, wobei insbesondere der Zustand der Anlage, die im Laufe des Betriebs gewonnenen Erfahrungen, der Wissensstand – einschließlich der Erkenntnisse zum Klimawandel und seinen Auswirkungen – sowie die für ähnliche Anlagen geltenden Vorschriften zu berücksichtigen sind*".

Die Überprüfung betrifft zum einen die Einhaltung der geltenden Vorschriften und zum anderen die Neubewertung der Risiken sowie die Beurteilung der Nachteile, die die INB für die geschützten Interessen mit sich bringt: Sicherheit, Gesundheit und öffentliche Hygiene oder den Schutz der Natur und der Umwelt (Artikel L.593.1 des Umweltgesetzbuchs).

Alle neuen Maßnahmen, die EDF ergriffen hat, um die angestrebten Ziele zu erreichen und den Forderungen der ASN nachzukommen, sind Teil eines groß angelegten Industrieprogramms, das die Auswirkungen auf die Menschen und die bestehenden Organisationen an den Kernkraftwerksstandorten berücksichtigt.

Die Schlussfolgerungen von EDF zu den drei Bereichen „Risiken", „Nachteile" und *„Weiterbetrieb nach 40* Jahren" sind im Folgenden zusammengefasst. Sie wurden im Jahr 2020 im Rahmen der Ständigen Arbeitsgruppe für Reaktoren geprüft, womit die generische Phase der 4. periodischen Überprüfung abgeschlossen wurde. Nach Abschluss dieser generischen Phase und nach Anhörung der Öffentlichkeit hat die ASN zu den von EDF als Reaktion auf die Ziele der Überprüfung vorgesehenen Maßnahmen Stellung genommen; sie hat (Entscheidung Nr. 2021-DC-0706) generische Vorgaben erlassen, die die von EDF geplanten wesentlichen Verbesserungen regeln und zusätzliche Maßnahmen einführen, die von der ASN als notwendig erachtet werden. EDF wird jährlich die im Laufe des Vorjahres umgesetzten Maßnahmen sowie die noch ausstehenden Maßnahmen und deren Zeitplan vorlegen.

❖ Bereich Risiken

Die 4. RP 900 ermöglichte es gemäß ihren ursprünglichen Zielen, die Konformität des Blocks Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais mit den zu Beginn der Überprüfung geltenden Auslegungsvorgaben zu überprüfen und anschließend neue Anforderungen, die weit über die bisherigen Anforderungen hinausgingen, in diese Vorgaben aufzunehmen. Im Hinblick auf diese neuen Anforderungen hat sich EDF vergewissert, dass die bei der Auslegung vorgesehenen Sicherheitsmargen es der Anlage ermöglichten, diese zu erfüllen, und hat, sobald erforderlich, Maßnahmen ergriffen, damit die Anlage und die beteiligten Organisationen diese Anforderungen erfüllen konnten.

Die in diesem Rahmen umgesetzten Prozesse gewährleisten, dass die Anlagen den zum Zeitpunkt der Abweichung geltenden Anforderungen entsprechen, die sich aus der Abschaltung für die Zehnjahresinspektion ergaben, welche einen wichtigen Schritt der in Artikel L.593-18 des Umweltgesetzbuchs vorgesehenen regelmäßigen Überprüfung darstellt.

Im Hinblick auf die Konformität:

- Der Prozess zur Bearbeitung von Abweichungen mit Auswirkungen auf die Sicherheit ermöglichte es, vor der im Anschluss an die Zehnjahresinspektion festgestellten Abweichung alle diese Abweichungen zu analysieren und zu bearbeiten, mit Ausnahme von 7 Abweichungen, bei denen die getroffenen Maßnahmen die Einhaltung der von der ASN erlassenen Vorschrift [CONF-A] gewährleisten.
- Die ECOT-Kontrollen, die Ergänzungen zur ECOT und die Systemüberprüfungen ermöglichten es, den Konformitätsstatus der Anlagen zu überprüfen und bei Bedarf Korrekturmaßnahmen umzusetzen,
- Die durchgeführten ergänzenden Untersuchungen werden dazu beitragen, die Angemessenheit des Instandhaltungsreferenzrahmens zu bestätigen,

- Die Ereignisse, die Gegenstand einer Meldung eines ESS der Stufe 1 oder höher auf der INES-Skala oder eines ESE im Zusammenhang mit der Flüssigkeitseindämmung waren, sind alle behoben, mit Ausnahme der Begutachtung der Kette 3 RPN 014 MA im Zusammenhang mit einem ESS der Stufe 1 und drei ESE, für die Übergangsmaßnahmen umgesetzt wurden, bis eine dauerhafte Lösung gefunden ist, um deren Auswirkungen auf die Umwelt zu kontrollieren.

Unter Berücksichtigung der im Rahmen des 4. RP 900 getroffenen Maßnahmen erfüllt EDF die Ziele der Sicherheitsneubewertung für die Reaktoren der Baureihe CPY:

- Bei Unfällen ohne Kernschmelze ermöglichen die getroffenen Maßnahmen die Einhaltung der Sicherheitskriterien der Unfallstudien und zielen darauf ab, radiologische Folgen zu erreichen, die keine Schutzmaßnahmen für die Bevölkerung erfordern. Darüber hinaus ermöglichen diese Maßnahmen die Bewältigung der Sicherheitsherausforderungen, die sich aus der Berücksichtigung der Betriebsbedingungen und der Bedienerfristen des deterministischen Auslegungsreferenzrahmens für den EPR-Reaktor von Flamanville 3 ergeben. Die probabilistischen Sicherheitsanalysen der Stufe 1 zeigen eine allgemeine Verbesserung des Ergebnisses gegenüber der vorherigen Überprüfung (Verringerung des Gesamtrisikos einer Kernschmelze in der Größenordnung von 30 %);
- Was die Beanspruchungen betrifft, so gewährleisten die getroffenen Maßnahmen die Robustheit der Anlagen gegenüber den im Rahmen der Überprüfung neu bewerteten Beanspruchungsniveaus sowie gemäß den internationalen Empfehlungen, indem die Anlagen auf den Stand der fortschrittlichsten europäischen Standards für bestehende Reaktoren gebracht werden. Darüber hinaus konnten die zugehörigen probabilistischen Sicherheitsanalysen der Stufe 1 die Robustheit der Anlagen bestätigen, indem ein Risiko einer Kernschmelze in der Größenordnung von einigen 10^{-5} pro Jahr und Reaktor abgeschätzt wurde;
- Für das Brennelementbecken sorgen die getroffenen Maßnahmen dafür, dass das Risiko einer Freilegung der Brennelemente bei unbeabsichtigten Entleerungen und einem Verlust der Kühlung äußerst unwahrscheinlich ist. Die Einrichtung einer mobilen Kühlvorrichtung ermöglicht es, die Kältequelle zu diversifizieren und die Wiederherstellung der Kühlung des Brennelementbeckens im Falle eines Siedevorgangs zu verstärken, wodurch die Auslegung der Reaktoren der CPY-Baureihe derjenigen der EPR-Reaktoren von Flamanville 3 angenähert wird;
- Bei Unfällen mit Kernschmelze sorgen die getroffenen Vorkehrungen, insbesondere die „Noyau Dur"-Maßnahmen, dafür, dass das Risiko früher und umfangreicher Freisetzungen äußerst unwahrscheinlich ist und dauerhafte Auswirkungen auf die Umwelt vermieden werden. Der „Noyau Dur" stützt sich auf Strukturen, Systeme und Komponenten sowie auf organisatorische Vorkehrungen, die von EDF im Rahmen der nach dem Unfall von Fukushima dauerhaft in den Kraftwerken eingesetzten Maßnahmen umgesetzt wurden.

Was die konventionellen Risiken betrifft, so zeigen die am Kernkraftwerk Blayais durchgeführten Studien, dass diese Risiken im Hinblick auf die geschützten Interessen unter Kontrolle sind.

❖ **Abschnitt „Nachteile"**

Das Kernkraftwerk Blayais ist so organisiert, dass die Einhaltung der für es geltenden Vorschriften gewährleistet ist: Der erste Teil dieses Abschnitts über die Nachteile zeigt, dass das Kernkraftwerk Maßnahmen ergreift, um die Nachteile, die es für die geschützten Interessen mit sich bringt, zu bewältigen.

Die Aktualisierung der Bewertung der Nachteile, die das Kernkraftwerk Blayais für die geschützten Interessen mit sich bringt, zeigt, dass angesichts der ökologischen Herausforderungen und der lokalen Einschränkungen des Kernkraftwerks dessen Gesamtumweltleistung es ermöglicht, die Gesamtheit der umgesetzten Maßnahmen als gleichwertig mit den besten verfügbaren Techniken anzusehen.

Die Analyse der Daten zur chemischen, ökologischen und radiologischen Umweltüberwachung in der Umgebung des Kernkraftwerks zeigt, dass die Auswirkungen des Kernkraftwerks Blayais auf die Umwelt vernachlässigbar sind.

Die Auswertung der Daten zur chemischen und radiologischen Überwachung der Böden und des Grundwassers des Kernkraftwerks Blayais ergab Überschreitungen der Untersuchungs- und Aktionsgrenzwerte bei bestimmten Parametern sowie Tritiummarkierungen im Grundwasser innerhalb der Schlitzwände der Reaktoren 1–2 und 3–4 in der Nähe der Industrieanlage, die Gegenstand von Bewirtschaftungsmaßnahmen sind.

Was die Abfälle betrifft, so lässt sich anhand der Datenanalyse nachweisen, dass die vom Kernkraftwerk Blayais umgesetzten Maßnahmen eine optimierte Entsorgung gewährleisten, auch für Abfälle, für die es noch kein endgültiges Entsorgungskonzept gibt, sowie für Abfälle, die nach Modalitäten konditioniert wurden, die mit den Annahmespezifikationen der Entsorgungswege unvereinbar sind und daher eine Neukonditionierung erfordern

Die Analyse der Überprüfung der Einleitungsgrenzwerte für regulierte Stoffe zeigt, dass die Einleitungsgrenzwerte für die in der Tabelle im Anhang zu Artikel
R. 211-11-1 des Umweltgesetzbuchs aufgeführten Stoffe.

Die Auswertung der durchgeführten Messungen zeigt, dass die Lärmpegel des Kernkraftwerks Blayais den Vorschriften entsprechen.

Somit lässt die vierte regelmäßige Überprüfung des Reaktors Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais (INB Nr. 110) den Schluss zu, dass die vom Betreiber getroffenen organisatorischen und materiellen Vorkehrungen den Schutz der in Artikel L. 593-1 des Umweltgesetzbuchs genannten Interessen vor Beeinträchtigungen gewährleisten.

❖ **Bereich „Weiterbetrieb“**

Das im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung durchgeführte Programm zur Bewältigung von Alterung und Veralterung basiert auf den seit langem durchgeführten Maßnahmen in den Bereichen Forschung und Entwicklung sowie der Überwachung der Anlagen im Betrieb. Während der Abschaltung VD4 wurden eingehende Untersuchungen der Ausrüstungen und Strukturen durchgeführt, um deren Eignung für den weiteren Betrieb zu überprüfen.

Das Programm zur Überprüfung der Eignung von mechanischen und elektrischen Anlagen unter Unfallbedingungen (MQCA) hat gezeigt, dass diese Eignung auch über die 4. periodische Überprüfung hinaus erhalten bleibt.

Auf der Grundlage dieser Programme kommt die Überprüfung zu dem Schluss, dass Block 3 des Kernkraftwerks Blayais nach 40 Jahren betriebsfähig ist.

Der vorliegende Bericht zeigt, dass alle Maßnahmen, die im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung der CPY-Stufe umgesetzt wurden – die mit der 4. Zehnjahresinspektion begann und mit der Einführung der Phase B sowie der Phase B „Ergänzungen“ fortgesetzt wird, es dem Block Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais ermöglichen, einen angemessenen Schutz der in Artikel L.593-1 des Umweltgesetzbuchs genannten Interessen zu gewährleisten.

Mit der Übermittlung des vorliegenden Berichts an die für die nukleare Sicherheit zuständigen Minister und an die Behörde für nukleare Sicherheit wird der Verpflichtung zur regelmäßigen Überprüfung dieses Reaktors gemäß Artikel L.593-62 des Umweltgesetzbuchs nachgekommen.

ANHANG

Bereits umgesetzte Änderungen

Akte	Bezeichnung	Thema
PNPE1032	Austausch der Schaltschränke RPE (Entlüftungen, Entlüftungsöffnungen und nukleare Abluftanlagen) / RRI (Zwischenkühlung) – Schutz vor interner Überflutung	Einwirkungen
PNPE1044	Leistungserhöhung der 380-V-Niederspannungsschaltanlagen	Aufrechterhaltung der Eignung unter Unfallbedingungen
PNPE1049	Erhöhte Erdbebensicherheit von Brandschutztüren	Einwirkungen (Erdbeben)
PNPE1068 Band A	Einrichtung einer „Noyau Dur“-Stromverteilung	Vorgaben für den Kernbereich
PNPE1069	DVN (allgemeine Belüftung des Gebäudes für nukleare Hilfseinrichtungen): Verbesserung der Klimatisierung der Räume der Kältemaschinen DEG (Kaltwassererzeugung)	Einwirkungen
PNPE1070	Verbesserung der Klimatisierung des Lüftungs- und Klimatisierungssystems in den Räumen des Elektrikgebäudes (DVL MT-BT)	Einwirkungen
PNPE1073	Einrichtung einer „Noyau Dur“-Steuerung für die vorhandenen Anlagen	Vorgaben für den Kernbereich
PNPE1108 Band A	Abwasserrückhaltung und Abdichtung von Durchführungen für den Fall einer internen Überflutung	Einwirkungen
PNPE1118	Erdbebensicherung der Raumlüftung – Wärmetauscher	Einwirkungen (Erdbeben) und Maßnahmen Kernbereich (Robustheit)
PNPE1122	Aufrechterhaltung der Eignung von Schränken für Notstromaggregate	Aufrechterhaltung der Eignung unter Unfallbedingungen
PNPE1131	Verdichtung der elektrischen Architektur der Steuer- und Leistungskabelkanäle	Systemüberprüfung
PNPE1132	Austausch der Notbeleuchtungsanlagen im Kontrollraum	Aufrechterhaltung der Eignung unter Unfallbedingungen
PNPE1141	Modifikation der Innenteile der Regelventile des Bypass-Systems der Hauptturbine mit Entlastung in in die Atmosphäre (GCT-a) zur Erhöhung ihrer Durchflusskapazität.	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPE1144	Schutzmaßnahmen für die konventionelle Insel vor interner Überflutung	Einwirkungen
PNPE1152	Ersatz der Stromversorgung durch den Turbo-Notstromgenerator durch eine Versorgung über den Diesel-Notnotstromgenerator	Unfälle ohne Kernschmelze

Akte	Bezeichnung	Thema
PNPE1159	Erhöhung der benötigten REA-Bor-Menge und Erhöhung der Menge an freiem TEP	
PNPE1166	Einbau einer elektrischen Anlage, die den Austausch des Notstromdiesels durch den Notstromdiesel des benachbarten Reaktorblocks, falls erforderlich	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPE1167 Band A	Überlastung der Dieselmotoren der CPY-Blöcke – Keine Umschaltung der REA-Wasserpumpen und bestimmter Heizungen des Druckhalters, die durch den Dieselmotor versorgt werden	Systemüberprüfung
PNPE1167 Band B	Auslastung der Dieselmotoren der CPY-Blöcke – ASG-Sperre	Systemüberprüfung
PNPE1174	Einbau einer DVP-Belüftung in den CFI-/CRF-Räumen	Angriffe (Großkraftwerke)
PNPE1182	Kabelverbindung des LED-Systems	Angriffe (Brand)
PNPE1191	Erdbebensicherung der Kabeltrassen	Einwirkungen
PNPE1213	Dichtungsvorrichtung für die Antriebswelle der Filtertrommeln bei externer Überflutung	Einwirkungen (externe Überflutung)
PNPE1215	Austausch der Relais TEC1804 und TEC1808	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter
PNPE1216	Änderung an der Steuerkette der SEBIM-Ventile, um jegliches Risiko eines unbeabsichtigten Öffnens im Falle eines Brandes in den Elektroräumen zu vermeiden	Einwirkungen
PNPE1220	Verstärkung der Halterungen an Kaltquellensystemen zur Erdbebensicherheit	Belastungen (Erdbeben)
PNPE1225	Austausch der vertikalen Anzeigen und Aufzeichnungsgeräte im Kontrollraum	Aufrechterhaltung der Eignung unter Unfallbedingungen
PNPE1243	Austausch der elektrischen Stellantriebe der Ventile des Kaltwassererzeugungs- und -verteilungssystems im Elektroraum: DEL 040 / 048 / 054 VD	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen
PNPE1258 Band J	ASG-ND: Austausch von Schaltschränken	Aufrechterhaltung der Eignung unter Unfallbedingungen
PNPE1264	Austausch eines Kabels des ETY-Systems	AG-Zulassung
PNPE1277 Bände A und C	Brandschutz für Kabel	Einwirkungen
PNPE1279	Schutz vor innerem Hochwasser in den Räumen des Trakts B im 4. Stock des Elektrikgebäudes – Bodenablauf	Einwirkungen

Akte	Bezeichnung	Thema
PNPE1280	Erhöhung der Wellenbrecher-Mauer	Beeinträchtigungen (externe Überflutung)
PNPE1330 Band A	Explosionsschutz in Batterieräumen: Einbau eines passiven autokatalytischen Rekombinators (RAP)	Einwirkungen (Explosion)
PNPE1333	Erdbebensicherung des Kerns des Hauptprimärkreislaufs, des Hauptsekundärkreislaufs und der Halterungen – DRR (Behördliches Referenzdossier)	Vorgaben für den Kernbereich (Robustheit)
PNPE1335	Robustheit der automatischen Abschaltung des CRF gegenüber einer erdbebenbedingten Überflutung	Beeinträchtigungen (externe Überflutung)
PNPE1348 Band C	Alternative SEU	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPE1355	Erdbebensicherung von dichten Trichtern	Beeinträchtigungen (externe Überflutung)
PNPE1359	Druckerhöhung in den Akkumulatoren des RIS-Systems	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPE1395	Änderungen zur Berücksichtigung der mechanischen Auswirkungen auf die Kernkomponenten (Verstärkung der Strukturen)	Vorgaben für den Kernbereich (Robustheit)
PNPE1403	Hinzufügung von Blayais-Absperrklappen 3-4 (GARANCE-Management)	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPE1449	Dekontamination der Abwässer aus dem BR	Unfälle mit Kernschmelze
PNPE1471	Austausch von Ventilen oder Ventildichtungen an EAS-ND-Totarmen (7 Ventile)	AG-Qualifizierung
PNPP1012	Umbau und Sanierung der SGZ-Gasversorgungsanlagen zur Anpassung an die Vorgaben des Referenzrahmens „Explosion Interne“	Angriffe
PNPP1092	Brandschutz für die Pumpenräume der RCV	Angriffe
PNPP1123	Einrichtung der Füllstandsmessung hinter der Filteranlage mit Auslösung der Produktionspumpen bei sehr niedrigem Filterstufen-Füllstand.	Angriffe auf die Kaltwasserquelle
PNPP1196	Umfassende Modernisierung der Brandmeldeanlage	Angriffe
PNPP1232	Einbau von Sprühleitungen in den TEG-Kompressorräumen der CPY-Stufe	Angriffe
PNPP1289	Neudimensionierung des Siphonbrechers an der Druckleitung des Kühlsystems des Brennelementbeckens	Brennstoffbecken
PNPP1371	Verbesserung der Zuverlässigkeit der Isolierung der thermischen Barrieren GMPP	Unfälle ohne Kernschmelze

Akte	Bezeichnung	Thema
PNPP1401	Verdopplung der statischen Dichtung des BR-Schwimmbecken-Sperrschleusen	Schwimmbecken mit Brennstoff
PNPP1402	Automatisches Schließen des Ventils PTR 001 VB am NTB-Schwimmbecken bei Deaktivierung	Schwimmbecken mit Brennstoff
PNPP1403	Motorisiertes Schließen des Ventils PTR 728 VB	Schwimmbecken mit Brennstoff
PNPP1419	Einrichtung eines AAR bei Erdbeben	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPP1442	Zuverlässigkeit und Angemessenheit der KRT-Aktivitätsmessungen	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen
PNPP1474	Druckmessung an RIS-Akkumulatoren – breiter Messbereich	Schwimmbecken mit Brennstoff
PNPP1483	Austausch der KRT-Ketten	Aufrechterhaltung der Materialqualifikation
PNPP1485	Austausch der KRT-Ketten VVP / Stickstoff 16	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen
PNPP1541	Einrichtung eines Systems zur Auffangung von Abwässern bei einem Unfall mit Kernschmelze (einschließlich EAS014VB)	Maßnahmen für den Kernbereich und Unfälle mit Kernschmelze
PNPP1546	Fortführung der Überwachung der Wasserqualität im Hinblick auf das DAO	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPP1549	Sicheres Einbringen einer Brennelementkassette	Schwimmbecken mit Brennstoff
PNPP1595	Modifikation der SEBIM-Ventilkörper	Vorschriften für den Kernbereich
PNPP1631	Verstärkung der Sichtfenster der Schleusen des Reaktorgebäudes	AG-Zulassung
PNPP1666	Notfall-Dieselaggregat	Kern-Hardcore-Maßnahmen, Unfälle mit Kernschmelze und Brennstoffbecken
PNPP1675	Schutz vor extremen Überschwemmungen durch direktes Ablassen auf die Plattform	Angriffe
PNPP1679	Erdbebensichere Verstärkung der TOR-Maßnahmen (NB, NTB) des Brennelementbeckens.	Vorgaben für den harten Kern

Akte	Bezeichnung	Thema
PNPP1688 Band C	Einführung einer Hardcore-Steuerung für neue Geräte	Vorgaben für den Kernbereich
PNPP1709	Austausch der SIERS-Ventile und Verriegelung der manuellen RPE-Ventile	Angriffe
PNPP1722	Begleitheizung und Wärmedämmung der ASG-Behälter-Versorgungsleitung durch SER im Maschinenraum	Angriffe
PNPP1760	Optimierung der Messkette für die Filtration und die Auslösung der zugehörigen Förderpumpen sowie Erstellung einer Übersicht zur Verfolgung des Rohwasserflusses im Steuerraum	Korrosionsschäden an der Kaltwasserquelle
PNPP1780	Automatisierung der Ablassventile des BR-Beckens	Maßnahmen „Noyau Dur“
PNPP1797	Einbau eines Borometers am Auslass des chemisch-volumetrischen Kontrollsystems (RCV)	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPP1811	Einrichtung eines EAS-ND-Systems zur Wassereinspeisung in den Primärkreislauf und zur Ableitung der Restleistung aus dem Reaktorbehälter	Vorgaben für den Kernbereich
PNPP1838	RPN-Modernisierung: Neue Architektur und Funktionen des RPN (Messung der Kernleistung).	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen
PNPP1864	Einrichtung einer ortsfesten Nachfüllvorrichtung für die Abdeckplane des Notstromversorgungssystems der Dampferzeuger (ASG) durch die Brandschutzsysteme JP*	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPP1870	Verstärkung der Erdbebensicherheit der Entlüftungsvorrichtung des U5-Containers für Erdbeben der Stufe SMHV	Unfälle mit Kernschmelze
PNPP1871	Weiterentwicklung (Modernisierung, Verdichtung) des RPR-Systems (Reaktorschutzsystem): Weiterentwicklung der RPR-Funktion und des RPR-Testers, Austausch der Schalter im SdC	Aufrechterhaltung der Qualifizierung unter Unfallbedingungen
PNPP1873	Weiterentwicklung des Prozessinstrumentierungssystems SIP-P – Neuparametrierung der RPR-Schwellenwerte	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPP1898	Erdbebensicherheit der BR-Polbrücken im Hardcore-Szenario	Vorgaben für den Kernbereich (Robustheit)
PNPP1907 außer Band N	Entwicklung eines vielseitigen mobilen Kühlsystems PTRbis	Vorgaben für den Kernbereich
PNPP1907 Band N	Lösung des Problems der Blasenbildung in Schwimmbädern BK	Vorgaben für den Kernbereich
PNPP1917	Austausch der Vorfiltergitter, um sie widerstandsfähig gegen den massiven Zustrom von Verstopfungsmaterial zu machen	Korrosionsschäden an der Kaltwasserquelle
PNPP1925	Verbesserung der elektrischen Isolierung zwischen der Polaritätseinheit und den digitalen Eingängen des KIT (zentrale Informationsverarbeitung)	Vorgaben für den Kernbereich (Robustheit)

Akte	Bezeichnung	Thema
PNPP1926	Anwendung des WENRA-Erschwerungsfaktors für die Wasserstoffdetektion	Angriffe
PNPP1944	Verstärkung des peripheren Schutzes gegen externe Überschwemmungen im Blayais	Einwirkungen (externe)
PNPP1946	Einbau einer Klappe am Lüftungskanal des Behälterschachts	Aufrechterhaltung der Eignung unter Unfallbedingungen
PNPP1947	Modernisierung der KRT-Strahlenschutzmessketten	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen
PNPP1950	Einbau eines Doppelbodens in den Relaisräumen	Systemüberprüfung
PNPP1951	Einbau von Überspannungsschutzgeräten	Angriffe
PNPP1955	Verbesserung der Kühlung von Dieselmotoren	Überprüfung der Systeme
PNPP1976	Einrichtung einer Vorrichtung zur Trockenverteilung und Stabilisierung des Coriums unter Wasser	Maßnahmen für den Kern und Unfälle mit Kernschmelze
PNPP1976	Verstärkung der Trennwände zwischen dem internen Kerninstrumentierungsraum (RIC)	Maßnahmen für den Kernbereich
PNXX1721	Verbesserung der Zuverlässigkeit der Steuerung der Druckhalterventile	Unfälle mit Kernschmelze
PNXX1752	Analoge Füllstandsmessung im BK-Becken	Brennstoffbecken
PNRL1035	Austausch der Magnetventile K1 MB&MT und der Endschalter	Aufrechterhaltung der Qualifikation der Geräte
PNRL1817	Weiterentwicklung des Messsystems durch Hinzufügen eines Filters zum Durchschnittstemperatursignal (SIP-C)	Unfälle ohne Kernschmelze
PNRL1823	Austausch der Motoren der Diesel-Luftkühler LHP/LHQ	Angriffe
PNRL1831	Austausch der Signalhörner im Kontrollraum	Aufrechterhaltung der Eignung unter Unfallbedingungen
PNRL1835	Aktualisierung der Parameter für die automatische Verschmutzungsüberwachung der RRI/SEC-Wärmetauscher	Angriffe
PNRL1844	Standortspezifische Auslegung für die ultimative Kaltquelle: Zufahrtsrampen zur Kaltquelle	Maßnahmen für den Kernbereich

Akte	Bezeichnung	Thema
PNRL1845	Austausch von Niederspannungsmotoren	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen
PNRL1846	Beseitigung des Risikos einer Umgehung des volumetrischen Schutzes in der Pumpstationen	(Überschwemmung)
PNRL1849	Aufrechterhaltung der Eignung der DVL- und DVC-Register – CPY	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen
PNRL1879	Austausch der elektrischen Schütze der Ventilatoren des Lüftungssystems der elektrischen Gebäude durch Schütze mit Verriegelung	Unfälle ohne Kernschmelze
PNRL1894	Austausch der Temperaturfühler des Primärkreislaufs im Kaltzweig	Unfälle mit Kernschmelze
PNRL1895	Verbesserung der Zuverlässigkeit der Steuerung des Ventils des Übertragungsrohrs für das Schließen unter Durchfluss	Systemüberprüfung
PNRL1896	Austausch der Dichtungen eines Ventils des Stickstoffspeicher- und -verteilungssystems (RAZ034VZ)	AG-Qualifizierung
PNRL1903	Nachfüllung von ASG durch JP*	Unfälle ohne Kernschmelze
PNRL1924	Erdung der DVN-Kanäle für die Belüftung der Jodräume	Angriff
PNRL1928	Einstellung des Auslöseschwellenwerts für Umwälzpumpen	Angriff
PNRL1933	Erdbebensicherung der Sodamischanlage	Systemüberprüfung
PNRL1946	Austausch der mikroporösen Wärmedämmungen vom Typ „Microtherm®“	Unfälle ohne Kernschmelze
PNRL1954	Anbringung von Sicherheitsringen an den Wärmedämmungen der Rohrleitungen, die die Sicherheitsinjektionsspeicher mit dem Hauptkreislauf verbinden, sowie an der Expansionsleitung des Druckhalters	Unfälle ohne Kernschmelze (Zuverlässigkeitsverbesserung der Umwälzung der BR-Sammelbecken)
PNRL1955	Betriebsänderung – Änderung der Sollwert-Einstellung der DVN-Lufterhitzer	Korrosionsschäden
PNRL1976	Betriebsänderung – Änderung der Schwellenwerte für die BK-Sumpfpegel zur Leckageerfassung EAS014VB	Kernvorschriften und Unfälle mit Kernschmelze

Änderungen mit Frist bis Phase A

Akte	Wortlaut	Thema
PNPE1032	Austausch der Schaltschränke RPE (Entlüftungen, Entlüftungsöffnungen und nukleare Abluftanlagen) / RRI (Zwischenkühlung) – Schutz vor innerem Hochwasser	Einwirkungen
PNPE1044	Leistungserhöhung der 380-V-Niederspannungsschaltanlagen	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen
PNPE1069	DVN (allgemeine Belüftung des Gebäudes für nukleare Hilfseinrichtungen): Verbesserung der Klimatisierung der Räume der Kältemaschinen DEG (Kaltwassererzeugung)	Einwirkungen
PNPE1070	Verbesserung der Klimatisierung des Lüftungs- und Klimatisierungssystems in den Räumen des Elektrikgebäudes (DVL MT-BT)	Einwirkungen
PNPE1073	Einrichtung einer „Noyau Dur“-Steuerung für die vorhandenen Anlagen	Maßnahmen für den „Noyau Dur“
PNPE1108 Band A	Abwasserrückhaltung und Abdichtung von Durchführungen für den Fall einer internen Überflutung	Einwirkungen
PNPE1118	Erdbebensicherung der Raumlüftung – Wärmetauscher	Einwirkungen (Erdbeben) und Maßnahmen für den Kernbereich (Robustheit)
PNPE1122	Aufrechterhaltung der Eignung von Schränken für Notstromaggregate	Aufrechterhaltung der Eignung unter Unfallbedingungen
PNPE1131	Verdichtung der elektrischen Architektur der Steuerungs- und Leistungskabelkanäle	Systemüberprüfung
PNPE1132	Austausch der Notbeleuchtungsanlagen im Kontrollraum	Aufrechterhaltung der Qualifikation für Unfallbedingungen
PNPE1141	Modifikation der Einbauten der Regelventile des Bypass-Systems der Hauptturbine mit Entlastung in die Atmosphäre (GCT-a) zur Erhöhung ihrer Durchflusskapazität.	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPE1144	Schutzmaßnahmen für den konventionellen Inselbereich gegen interne Überflutung	Einwirkungen
PNPE1152	Ersatz der Stromversorgung durch den Turbo-Notstromgenerator durch eine Versorgung über den Diesel-Notnotstromgenerator	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPE1159	Erhöhung der benötigten REA-Bor-Menge und Erhöhung der freien TEP-Menge	
PNPE1166	Hinzufügung einer elektrischen Architektur, die den Austausch des Notstromdiesels durch den Notstromdiesel der benachbarte Tranche, falls erforderlich	Unfälle ohne Kernschmelze

PNPE1167 Band A	Überlastung der Dieselmotoren der CPY-Blöcke – Ausfall der REA-Wasserpumpen und bestimmter Heizungen des Druckhalters, die durch den Dieselmotor abgesichert sind	Systemüberprüfung
Akte	**Bezeichnung**	**Thema**
PNPE1174	Einbau einer DVP-Belüftung in den CFI-/CRF-Räumen	Angriffe (Grands Chauds)
PNPE1182	Verseilung der Kabel des LED-Systems	Angriffe (Brand)
PNPE1191	Erdbebensicherung der Kabeltrassen	Einwirkungen
PNPE1213	Dichtungsvorrichtung für die Antriebswelle der Filtertrommeln bei externer Überflutung	Einwirkungen (externe)
PNPE1215	Austausch der Relais TEC1804 und TEC1808	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen
PNPE1220	Verstärkung der Halterungen an Kaltquellen-Systemen zur Erdbebensicherheit	Einwirkungen (Erdbeben)
PNPE1225	Austausch der vertikalen Anzeigen und Aufzeichnungsgeräte im Kontrollraum	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen
PNPE1243	Austausch der elektrischen Stellantriebe der Ventile des Kaltwassererzeugungs- und -verteilungssystems im Elektroraum: DEL 040 / 048 / 054 VD	Aufrechterhaltung der Qualifikation für Unfallbedingungen
PNPE1355	Erdbebensicherung von dichten Trichtern	Einwirkungen (externe Überflutung)
PNPE1403	Einbau von Blayais-Absperrventilgruppen 3-4 (Verwaltung durch GARANCE)	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPE1471	Austausch von Ventilen oder Ventildichtungen an EAS-ND-Totarmen (7 Ventile)	AG-Qualifikation
PNPE1258 Band J	ASG-ND: Austausch von Schaltkästen	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen
PNPE1264	Austausch eines Kabels des ETY-Systems	AG-Qualifikation
PNPE1279	Interner Hochwasserschutz der Räume der Trasse B im 4. Stock des Elektrikgebäudes – Bodenablauf	Einwirkungen
PNPE1333	Erdbebensicherung des harten Kerns des Hauptprimärkreislaufs, des Hauptsekundärkreislaufs und der DRR-Halterung (Behördliches Referenzdossier)	Vorgaben für den Kernbereich (Robustheit)

PNPE1359	Erhöhung des Drucks in den Akkumulatoren des RIS-Systems	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPP1123	Einführung der Messung des Füllstands hinter der Filtration mit Auslösung der Förderpumpen bei sehr niedrigem Füllstand hinter der Filtration sehr niedrigem Filterstand.	Angriffe auf die Kaltquelle
Akte	**Bezeichnung**	**Thema**
PNPP1442	Zuverlässigkeit und Angemessenheit der KRT-Aktivitätsmessungen	Aufrechterhaltung der Qualifikation für Unfallbedingungen
PNPP1595	Modifikation der SEBIM-Ventilköpfe	Kernbestimmungen
PNPP1631	Verstärkung der Sichtfenster der Schleusen des Reaktorgebäudes	AG-Zulassung
PNPP1688 Band C	Einführung einer Kernsteuerung für die neuen Anlagen	Kernbestimmungen
PNPP1722	Verlegung und Wärmedämmung der ASG-Plane-Versorgungsleitung durch SER im Maschinenraum	Angriffe
PNPP1760	Verbesserung der Messkette für die Filtration und die Auslösung der zugehörigen Produktionspumpen sowie Erstellung einer Übersicht zur Verfolgung des Rohwasserflusses im Kontrollraum	Einwirkungen der Kältequelle
PNPP1811	Einrichtung eines EAS-ND-Systems zur Wassereinspeisung in den Primärkreislauf und zur Ableitung der Restleistung aus dem Reaktorbehälter	Kernbestimmungen
PNPP1838	RPN-Modernisierung: Neue Architektur und Funktionen des RPN (Messung der Kernleistung).	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen
PNPP1864	Einrichtung einer ortsfesten Nachfüllvorrichtung für die Abdeckung des ASG-Notversorgungssystems für (ASG) durch die Brandschutzsysteme JP*	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPP1871	Weiterentwicklung (Modernisierung, Verdichtung) des RPR-Systems (Reaktorschutzsystem): Weiterentwicklung der RPR-Funktion und des RPR-Testgeräts, Austausch der Schalter im Reaktorkern	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen
PNPP1873	Weiterentwicklung des Prozessinstrumentierungssystems SIP-P – Neuparametrierung der RPR-Schwellenwerte	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPP1898	Erdbebensicherheit der BR-Polbrücken bei einem „Hard-Core“-Erdbeben	Vorschriften für den Kernbereich (Robustheit)
PNPP1907 außer Band N	Entwicklung eines vielseitigen mobilen Kühlsystems PTRbis	Kernbestimmungen
PNPP1926 Abschnitte A und B	Anwendung des WENRA-Erschwerungsfaktors für die Wasserstoffdetektion	Angriffe

PNPP1946	Einbau einer Klappe am Lüftungskanal des Reaktorkellers	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen
PNPP1947	Modernisierung der Strahlenschutz-Messketten KRT	Aufrechterhaltung der Qualifikation für Unfallbedingungen
Akte	**Bezeichnung**	**Thema**
PNPP1950	Einbau eines Doppelbodens in den Vermittlungsräumen	Zeitschrift „Systèmes“
PNPP1951	Einbau von Überspannungsschutzgeräten	Störgrößen
PNPP1976	Einbau einer Vorrichtung zur Trockenverteilung und Stabilisierung des Coriums unter Wasser	Maßnahmen für den Kern und Unfälle mit Kernschmelze
PNRL1817	Weiterentwicklung des Messsystems durch Hinzufügen eines Filters zum Durchschnittstemperatursignal (SIP-C)	Unfälle ohne Kernschmelze
PNRL1823	Austausch der Motoren der Diesel-Luftkühler LHP/LHQ	Störgrößen
PNRL1831	Austausch der Signalhörner im Steuerraum	Aufrechterhaltung der Qualifikation für Unfallbedingungen
PNRL1835	Aktualisierung der Parameter für die automatische Verschmutzungsüberwachung der RRI/SEC-Wärmetauscher	Störgrößen
PNRL1844	Standortspezifische Auslegung für die ultimative Kältequelle: Zufahrtsrampen zur Kältequelle	Maßnahmen für den Kernbereich
PNRL1846	Beseitigung der Risiken einer Umgehung des volumetrischen Schutzes in der Pumpstation	Angriffe (Externe Überschwemmung)
PNRL1849	Aufrechterhaltung der Eignung der DVL- und DVC-Klappen – CPY	Aufrechterhaltung der Eignung unter Unfallbedingungen
PNRL1879	Austausch der elektrischen Schütze der Ventilatoren des Lüftungssystems der elektrischen Gebäude durch Schnappschütze	Unfälle ohne Kernschmelze
PNRL1894	Austausch der Temperaturfühler des Primärkreislaufs im Kaltzweig	Unfälle mit Kernschmelze
PNRL1895	Verbesserung der Zuverlässigkeit der Steuerung des Ventils des Übertragungsrohrs für das Schließen unter Durchfluss	Zeitschrift „Systèmes

		“
PNRL1903	ASG-Nachspeisung durch JP*	Unfälle ohne Kernschmelze
PNRL1933	Erdbebensicherung der Sodamischanlage	Zeitschrift „Systèmes “
PNRL1955	Betriebsänderung – Änderung der Sollwert-Einstellung bei DVN-Lufterhitzern	Störgrößen

Änderungen mit Fälligkeit in Phase B

Akte	Bezeichnung	Thema
PNPE1108 Band B	Abwasserrückhaltung und Abdichtung von Durchführungen für den Fall einer internen Überflutung	Einwirkungen
PNPE1115	Befehl zur automatischen Abschaltung des Reaktors bei Erdbeben und Meldung eines signifikanten Erdbebens, robust gegenüber Erdbeben der Kategorie „Noyau Dur“	Vorschriften für den „harten Kern“
PNPE1119	Passiver Schutz des Reaktorblocks vor Tornados	Kernbereichsmaßnahmen (Robustheit)
PNPE1128	„Alles-oder-Nichts“-Füllstandsmessungen im Reaktorbecken	Kernbestimmungen (Informationen zur Notbetriebsführung)
PNPE1167 Band B	Sättigung der Dieselmotoren der CPY-Blöcke – ASG-Sperre	Systemüberprüfung
PNPE1171	Sanierung der KRT-Anlage für hohe Gamma-Strahlung im Reaktorgebäude	Aufrechterhaltung der Qualifikation für Unfallbedingungen
PNPE1189	Einbau einer Entnahmevorrichtung für das Primärmedium im Stillstandszustand hinter dem CEPP-Wärmetauscher (Dichtkreislauf der Primärpumpen) zur Vermeidung des Risikos einer heterogenen Verdünnung durch CEPP-Leckagen	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPE1238	Erhöhung der Erdbebensicherheit der Heizölbehälter für Erdbeben, die das SMS überschreiten, durch Einbau von Längsanschlägen	Einwirkungen
PNPE1258 außer Band J	Installation der ASG-ND-Vorrichtung und einer festen Nachspeiseleitung für das BK-Becken durch SEG	Vorschriften für den „harten Kern“
PNPE1285	Erdbebensicherheit der Kabeltrassen	Kernbereichsmaßnahmen (Robustheit)
PNPE1298	Kernbeständigkeit der Informationen zur Wirksamkeit der Hochdruckborierung	Kernbestimmende Bestimmungen (Informationen ND-Leitung)
PNPE1302	Unterdrückung von Gleichtaktstörungen und Reduzierung der Wärmebelastung bei PFG/PFL-Kabeln durch Umwicklung	Einwirkungen
PNPE1305	Einrichtung einer robusten H1-Erkennung bei Erdbeben (Hardcore)	Maßnahmen für den Kernbereich (Informationen ND-Leitung)
PNPE1332	Erdbebensicherheit der Rohrleitungen	Kernbereichsmaßnahmen (Robustheit)
PNPE1336	RRB-Verfolgung und Ersatz der Füllstandsmessungen der PTR-Plane	Kernbestimmungen (Robustheit)

PNPE1338	Verhinderung des Lufteintritts in das Abgasbehandlungssystem – Ankopplung der TEP-Absperrung an den Sauerstoffmesser TEG	Einwirkungen

Akte	Bezeichnung	Thema
PNPE1347	Austausch der elektrischen Stellantriebe EAS 014 VB und PTR 021 VB sowie Austausch des Schaltschranks EAS 013 CX	Qualifizierung AG und SND
PNPE1357	Erdbebensicherheit (ND) der elektrischen Ausrüstung und der Steuerungs- und Regeltechnik	Kernbestimmungen (Robustheit)
PNPE1358	Erdbeben- und Tornado-Resistenz von Lüftungssystemen – Kernbestimmungen	Kernbestimmungen (Robustheit)
PNPE1387	Einrichtung einer Coriumausbreitungsdetektion im RIC-Raum (Kerninstrumentierung) und Notstromversorgung durch das DUS (Diesel-Notstromversorgung) für das Thermoelement zur Erkennung der Coriumausbreitung im RIC-Raum	Unfälle mit Kernschmelze
PNPE1393	Steuerung des H2-Ventils bei JDT-Erkennung (Gefahr eines brennenden Strahls)	Angriffe
PNPE1395	Änderungen zur Berücksichtigung mechanischer Folgewirkungen auf Materialien des harten Kerns (Verstärkung von Strukturen)	Bestimmungen „Noyau Dur“ (Robustheit)
PNPE1412	Einbau von 220-V-Steckdosen in der Notfallinsel, die über das DUS mit Notstrom versorgt werden	Bestimmungen zum Kernbereich (für Krisenmanagement)
PNPE1420	PEPSSI – Austausch von Brandschutztüren	Angriffe
PNPE1444	Passiver Brandschutz – Behandlung von Durchführungen und Fugen	Einwirkung
PNPE1445 Band A	Einbau eines Büffelschutzes zum Schutz von zwei RRI-Leitungen (Zwischenkühlung) vor dem Öffnen einer Tür zum Raum NA381 (interne Explosion) sowie Einbau eines Peitschenhiebschutzrahmens zum Schutz einer REN-Leitung im Reaktorgebäude	Angriffe
PNPE1477	Einbau eines Überspannungsschutzes im Sekundärkreis der Hilfstransformatoren	Einwirkungen (Blitzschlag)
PNPE1478	Störfestigkeit der Messtechnik gegenüber dem SND	Anordnung des Kerns
PNPE1481	Behandlung der nicht am DUS-Dach befestigten Elemente	Anordnung des Kerns
PNPE1486	Elektrische Robustheit AG/ND RCV 430 SM und EAS 002 VB	Anordnung des Kerns
PNPE1609	Auswertung der Ergebnisse der PEPPSI-HRB-Studien zu den Räumlichkeiten W237 und W277	Angriffe (Brand)

PNPP1824	Hinzufügung einer analogen Füllstandsmesskette für das BK-Brennstoffbecken	Kernbestimmungen (Information zur ND-Leitung)
PNPP1907 Band N	Lösung des Problems der Blasenbildung im BK-Becken	Kernbestimmungen
Akte	**Bezeichnung**	**Thema**
PNPP1913	Erdbebensicherheit des Kernbereichs von Brücken im Bereich des Brennstoffgebäudes	Bestimmungen Kernbereich (Erdbebensicherheit)
PNPP1925	Verbesserung der elektrischen Isolierung zwischen der Polaritätseinheit und den digitalen Eingängen des KIT (zentrale Informationsverarbeitung)	Bestimmungen zum Kernbereich (Robustheit)
PNPP1926 Abschnitt C	Anwendung des WENRA-Erschwerungsfaktors für die Wasserstoffdetektion	Angriffe
PNPP1932	Einbau eines Anschlusses an die doppelte Hülle der Sicherheitseinspritzsystemen RIS und des Sprühsystems EAS zur endoskopischen Entnahme.	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPP1945	Errichtung einer von DVN belüfteten Kammer zur Eindämmung der RPE-Ventile mit lokalem Jodrisiko NA 414	Nachteile
PNPP1949	Einbau einer Brandschutzwand zwischen den PTR-Pumpen zur physikalischen Trennung der beiden PTR-Leitungen	Brennstoffbecken
PNRL1803	Einbau einer „Noyau Dur“-Wassernachspeisung am Brennstoffbecken des Reaktorgebäudes und dessen Dampfauslass: Vorrichtung zur Offenhaltung der Schleuse BR 0 m	Maßnahmen für den „harten Kern“
PNRL1896	Austausch der Dichtungen einer Klappe des Stickstoffspeicher- und -verteilungssystems (RAZ034VZ)	AG-Qualifizierung
PNRL1925	Behandlung von Brandrisiken durch Management neuer Brandlasten	Angriffe
PNRL1957	Absenkung der Sperrgeraden der Gruppe R infolge der Einbeziehung von Wasserwänden in die Sicherheitsstudien	Unfälle ohne Kernschmelze
PNRS1012	Anwendung der PEPSSI-Methode im BR CPY	Angriffe
PNRS1024	Einbau einer Verbindungsmanschette am SGZ (Gasspeicher) zum RCV-Speicher	Angriffe

Änderungen bei Fälligkeit Phase B „Ergänzungen“

Akte	Bezeichnung	Thema
PNPE1068 Band C	Austausch des Gehäuses LLJ001CR	Angriffe (Brandstiftung)

PNPE1258	Maßnahme zur Gewährleistung der Ausfallsicherheit der Steuerung (RCM) der Regelventile ASG012/014/016VD unter Hardcore-Bedingungen vom Kontrollraum aus	Kernkonfiguration
PNPE1362	Einrichtung fester Einspeise- und Absaugleitungen im Reaktorgebäude, mobile Ersatzvorrichtung für das EAS-ND und Rückführung der Abwässer vom BK zum BR	Unfälle mit Kernschmelze
PNPE1386	Einrichtung einer Messstelle im Sumpf des Reaktorgebäudes	Unfälle mit Kernschmelze

Akte	Bezeichnung	Thema
PNPE1427	Einsatz einer Einspritzpumpe an den Dichtungen der Primärpumpenaggregate „Noyau Dur“ (PJ-ND)	Anordnung des „harten Kerns“
PNPE1442 Band B	Betriebsänderung: Zugänglichkeit – Einsatz von Selbstüberwachungszellen zur Steuerung der RCV-RIS vom BL aus (gleichzeitige ISHP-Einspeisung)	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPE1449	Dekontamination der Abwässer aus dem BR	Unfälle mit Kernschmelze
PNPE1459	Verbesserung der Langzeitkühlung bestimmter Räume im Elektroraum, darunter der Überlebensbereich, im Falle eines Ausfalls der Kältequelle	Anordnung des „harten Kerns“
PNPE1505	Einrichtung einer Notlösung für den Ausfall der LUU-Schalttafel zur Betätigung der EAS-ND-Ventile (Anschlusskasten)	Angriffe (Brand)
PNPP1506	Einrichtung eines DOS-Alarms für den BR-Schwimmbeckenpegel und einer zugehörigen Hupe „BR-Schwimmbeckenpegel“ zur Umschaltung auf APE-Betrieb im APR-Zustand	Störfälle
PNPE1595	Schutz der Komponenten der „Breitbereichs“-Messkette für den Druck im , die sich in den wichtigsten Schalträumen des Sicherheitskanals B befinden	Angriffe (Brand)
PNPE1600	Anschluss der BR-Hochfluss-Gamma-Kette an eine ND-Stromversorgung	Anordnung des „harten Kerns“
PNPP1976	Verstärkung der Wände zwischen dem internen Instrumentierungsraum des Reaktorkerns (RIC)	Anordnung des „harten Kerns“
PNRS1021	Aufrechterhaltung der geschlossenen Position der Rücklaufleitung an der Dichtung Nr. 1 GMPP im Kernbereich und H3	Anordnung des „harten Kerns“
PNRS1098	Prüfung der Robustheit der Anlagen hinsichtlich der Gefahr von Spritzwasser bei einer internen Überflutung	Störfälle

Spezifische Programmierungsänderungen

Akte	Bezeichnung	Thema	Programmierung spezifisch
PNPE1049	Erhöhte Erdbebensicherheit von Brandschutztüren	Einwirkungen (Erdbeben)	
PNPE1148	Austausch empfindlicher Komponenten in Schalt- und Verteilerkästen der Notstromversorgung (LLS)	Aufrechterhaltung der Eignung unter Unfallbedingungen	Spätestens 40 Jahre nach der Installation der Anlagen
PNPE1216	Änderung an der Steuerkette der SEBIM-Ventile, um jegliches Risiko eines unbeabsichtigten Öffnens im Falle eines Brandes in den Elektroräumen	Beschädigungen	Spätestens in Phase A
PNPE1277 Bände B und D	Brandschutz für Kabel	Beschädigungen	Spätestens in Phase B

Akte	Bezeichnung	Thema	Programmierung spezifisch
PNPE1280	Erhöhung der Wellenbrecherwand	Eindringen (Außenüberflutung)	Dezember 2027
PNPE1323	Verstärkung des Schornsteins des BAN am SMS, Starkwind und Tornado der Stärke EF2	Einwirkungen	Spätestens in Phase B
PNPE1330	Explosionsschutz in den Batterieräumen (Einbau eines passiven autokatalytischen Rekombinators und/oder Verbesserung der Zuverlässigkeit der Stromversorgung der Belüftung)	Einwirkungen	Band B: spätestens in Phase B
PNPE1335	Robustheit der automatischen Abschaltung des CRF gegenüber einer erdbebenbedingten Überflutung	Belastungen (externe Überflutung)	Spätestens Juli 2024
PNPE1337	Einrichtung von Alarmsystemen an kritischen Türen, um sicherzustellen, dass Schließzustand von Brandschutztüren	Angriffe (Brand)	Februar 2031
PNPE1342	Ersatz von Faserisolierungen durch Metallisolierungen (RMI) am Fuß des Dampferzeugers;	Unfälle ohne Kernschmelze (Zuverlässigkeitssteigerung der Rückführung der BR-Sammelbecken)	Dezember 2027
PNPE1344	Verdopplung der automatischen Absperrvorrichtung der Ansaugleitung des Brennstoffbecken BK durch die PTR-Ventile.	Brennstoffbecken	Februar 2031
PNPE1377	Verstärkung der Erdbebensicherheit der Entlüftungsvorrichtung des U5-Behälters der SMS-Stufe	Unfälle mit Kernschmelze	Unter Einhaltung der Fristen gemäß [AG-C-III]
PNPE1410	Einbau von Natriumtetraborat-Körben in die Sumpfgruben des Gebäudes Reaktor	Unfälle mit Kernschmelze	Unter Einhaltung der Fristen von [CR-B]
PNPE1443	Verstärkung eines Trichters im BK	Brennstoffbecken	
PNPE1593	Ergänzende Bestimmung „RRI-Notversorgung durch PTR“: Änderung des Betriebs und Änderung der automatischen Lastabwurfregelung bestimmter an das RRI angeschlossener Nutzer	Unfälle ohne Kernschmelze	Ab 2027
PNPP1012	Umbau und Sanierung der SGZ-Gasanlagen zur Anpassung an dem Referenzsystem für interne Explosionen	Einwirkungen	Spätestens in Phase A
PNPP1196	Umfassende Modernisierung der Brandmeldeanlage	Einwirkungen	
PNPP1232	Einbau von Sprinkleranlagen in den TEG-Kompressorräumen der CPY-Stufe	Einwirkungen	2025 und spätestens in Phase B

PNPP1419	Einrichtung eines AAR für Erdbeben	Unfälle ohne Kernschmelze	Vor Beginn der Phase A
PNPP1485	Austausch der KRT-VVP-/Stickstoff-Ketten 16	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen	Spätestens 40 Jahre nach Einbau der Ausrüstung
Akte	**Bezeichnung**	**Thema**	**Programmierung spezifisch**
PNPP1541	Einrichtung eines Systems zur Sammlung von Abwässern bei einem Unfall mit Kernschmelze (einschließlich EAS014VB)	Maßnahmen für den Kernbereich und Unfälle mit Kernschmelze	
PNPP1666	Notfall-Dieselaggregat	Kern-Hardline-Maßnahmen, Unfälle mit Kernschmelze und Brennstoffbecken	Vor der Phase A
PNPP1675	Schutz vor extremen Überschwemmungen durch direktes Ablassen auf die Plattform	Angriffe	
PNPP1679	Erdbebensicherung der TOR-Maßnahmen (NB, NTB) am .	Vorschriften für den harten Kern	Vor der Festlegung der Anforderung [PISC-B-I]
PNPP1683	Weiterleitung der Informationen aus den Reaktorblöcken an das lokale Krisenzentrum	Querschnittsbezogene	Ende 2026
PNPP1688 Band D	Leit- und Steuerungssystem „Noyau Dur“ – Neue Phase B	Bestimmungen zum Kernbereich	Spätestens im Jahr Ergänzungsphase
PNPP1709	Austausch der SIERS-Ventile und Verriegelung der manuellen RPE-Ventile	Angriffe	Spätestens in Phase A
PNPP1714	Errichtung einer Wasserquelle für die Nachspeisung des „Noyau Dur“	Unfälle ohne Kernschmelze	Februar 2026
PNPP1723	Einrichtung einer Winterumwälzung für nicht winterfeste Standorte in mit Vereisung	Beeinträchtigungen durch die Kaltquelle	November 2027
PNPP1770	Lokales Krisenzentrum Blayais	Querschnittsbezogene	Ende 2026
PNPP1780	Automatisierung der Ablassventile des Schwimmbads BR	Vorschriften für den harten Kern	
PNPP1797	Einbau eines Borometers am Auslass des chemischen und volumetrischen Kontrollsystems (RCV)	Unfälle ohne Kernschmelze	Februar 2028
PNPP1870	Verstärkung der Belastbarkeit der des Entlüftungssystems des Sicherheitsbehälters U5 bei einem Erdbeben der Stufe SMHV	Unfälle mit Kernschmelze	

PNPP1917	Austausch der Vorfiltergitter, um sie widerstandsfähig gegen den massiven „Zustrom Eindringens von Verstopfungsmaterial“	Beeinträchtigungen durch die Kaltquelle	Dezember 2024
PNPP1944	Verstärkung des Perimeterschutzes gegen externe Überschwemmungen im Blayais	Belastungen (externe Überschwemmung)	
PNPP1955	Verbesserung der Kühlung der Dieselmotoren	Überprüfung der Systeme	
PNPP1976	Arbeiten zur Verstärkung der Fundamentplatten der BR	Festlegung des Kernteams	Unter Einhaltung der Fristen gemäß Punkt 3 von [AG-A-II]

Akte	Bezeichnung	Thema	Programmplanung spezifisch
PNRL1845	Austausch von Niederspannungsmotoren	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen	Spätestens 40 Jahre nach der Installation der Anlage
PNRL1924	Erdung der DVN-Kanäle für die Belüftung von Jodräumen	Korrosion	
PNRL1927	Beseitigung von Risiken durch Bypass-Schutz bei volumetrischen Systemen	Angriffe (externe Überschwemmung)	Dezember 2027
PNRL1946	Austausch der mikroporösen Wärmedämmungen vom Typ „Microtherm®“	Unfälle ohne Kernschmelze	
PNRL1947	Austausch der Faserisolierungen vom Typ „Protect 1000S“ für Hilfsleitungen mit einem Durchmesser von 50 Millimetern oder mehr, bei denen im Falle eines Bruchs im Hauptprimärkreis Fasern freisetzen könnten	Unfälle ohne Kernschmelze (Sicherheitsverbesserung der Umwälzung in den BR-Sammelbecken)	Dezember 2027
PNRL1954	Anbringung von Sicherheitsbändern an den Wärmedämmungen der Rohrleitungen, die die Sicherheitsinjektionsspeicher mit dem Hauptkreislauf verbinden, sowie an der Expansionsleitung des Druckhalters	Unfälle ohne Kernschmelze (Zuverlässigkeitsverbesserung der Umwälzung BR-Sammelbecken)	
PNRL1976	Betriebsänderung – Änderung der Schwellenwerte für den BK-Sumpf zur Leckagesammlung EAS014VB	Kernbestimmungen und Unfälle mit Kernschmelze Kern	
TCDI0732	Behandlung von DPCI mit hohen Brandschutzanforderungen	Angriffe (Brand)	Unter Einhaltung der Fristen von [AGR-E-II]

GLOSSAR

Abkürzungen	Bezeichnung
Wichtigste elementare Systeme	
ANG	Normale Versorgung der GV
APG	Entlüftungssystem der Dampferzeuger
ARE	Regelung des Speisewasserdurchflusses
ASG	Notstromversorgungssystem für Dampferzeuger
ASG-ND	Sekundärkühlung des Kerns
CFI	Filtration des Kreislaufwassers
CRF	Umwälzwasser
CSI	Absperrung des Kreislaufwasserkreislaufs
CTE	Aufbereitung von Kreislaufwasser
DCA	Explosionsschutzsystem für Lüftungsanlagen
DCC	Klimaanlage für den Kontrollraum und die Nebenräume
DEB	Verteilungssystem für Kalt- und Warmwasser in Verwaltungsgebäuden und Nebengebäuden
DEG	Anlage zur Erzeugung und Verteilung von Kaltwasser für den Kernkraftwerksblock
DEL	System zur Erzeugung und Verteilung von Kaltwasser für das Elektrikgebäude
DMK	Fördersystem im BK
DMR	Fördersystem im BR
DSL	Sicherheitsbeleuchtung
DTV	Übertragung – Telefon – Personensuche
DUV	Raumlüftungssystem des DUS
DVC	Raumlüftungs- und Klimaanlage – Leitwarte und Sonstiges
DVD	Lüftungs- und Klimaanlage der Räumlichkeiten – Dieselräume
DVE	Raumlüftungs- und Klimaanlage – Verkabelungsdeck
DVF	Rauchkontrollsystem für elektrische Räume
DVG	Lüftungssystem für die Steuerungen der ASG-Aggregate und -Pumpen
DVH	Notbelüftungssystem für Räume – Ladepumpenräume
DVI	Belüftung der RRI-Räume
DVK	Raumlüftungs- und Klimatisierungssystem – Brennbares Gebäude
DVL	Raumlüftungs- und Klimatisierungssystem – Elektrisches Gebäude
DVN	Raumlüftungs- und Klimatisierungssystem – Gebäude für nukleare Hilfsanlagen
DVP	Lüftungs- und Heizungssystem der Pumpstation
DVS	Lüftungssystem für die Maschinenräume der EAS- und RIS-ISBP-Pumpen – Gebäude der Notstromversorgung
DVT	Klimaanlage für die Wasseraufbereitung
DVW	Belüftung der Nebenräume
EAS	Wasserbesprühungssystem im Sicherheitsbehälter
EAS-ND	System zur Ableitung der Restleistung aus dem Sicherheitsbehälter
EAU	Messtechnik im Sicherheitsbehälter (Überwachung und seismische Messungen)
EBA	Lüftungssystem mit offenem Kreislauf für den Reaktorblock im Stillstand im Reaktorgebäude
ECF	Dichtheitsprüfung der Durchführungen und Schleusen des Sicherheitsbehälters
EPP	Dichtheit der Durchführungen des Sicherheitsbehälters – Dichtheitsprüfung

Abkürzungen	Bezeichnung
ETS	Versorgung mit entmineralisiertem Wasser
ETY	Druckentlastungssystem für den Reaktorbehälter – Überwachung des Wasserstoffgehalts im Falle eines Unfalls
EVC	Belüftungssystem für den Behälterschacht
EVF	Internes Belüftungs- und Filtersystem des Reaktorgebäudes
GCTa	Bypass-System der Hauptturbine mit Ableitung in die Atmosphäre
GSE (CP1) / GRE (CP2)	Turbinensicherungen (CP1) / Turbinenregelung und -überwachung (CP2)
JDT	Brandmeldeanlage
JPC	Erdbebensichere Löschwasserbereitung
JPD	Feuerlöschwasserversorgung außerhalb des Kernkraftwerksgeländes
JPF	Externer Brandschutz (spezifisch für Gravelines)
JPI	Brandschutz des Kernkraftwerksbereichs
JPL	Brandschutz der elektrischen Räume
JPP	Löschwassererzeugung
KCO	Multifunktionale Elemente im Zusammenhang mit der Nutzung der zentralen Vermittlungsstelle
KER	Sammlung, Kontrolle und Ableitung der flüssigen Abfälle aus dem Kernkraftwerksbereich
KHY	Wasserstoffdetektion im Gebäude der nuklearen Hilfsanlagen
KIS	Seismische Messtechnik
KPR	Notausstiegstür
KPS	Sicherheitsplatte
KRG	Allgemeine Regelung
KRT	Strahlenschutzmaßnahmen
KSC	Instrumentierung im Kontrollraum
KUS	Steuerung und Überwachung des LHU-Systems
LAA	Erzeugung von 230 V Gleichstrom zur Versorgung der Wechselrichter für die Erzeugung von 220 V Wechselstrom ohne LNE
LBi	Erzeugung und Verteilung von 125 V Gleichstrom
LCi	Erzeugung und Verteilung von 48 V Gleichstrom
LDA	Erzeugung und Verteilung von 30 V Gleichstrom für die Regelung
LGi	6,6-kV-Verteilung ohne Notstromversorgung
LHA/B	Verteilung 6,6 kV Wechselstrom, mit Notstromversorgung
LHC	6,6-kV-Verteilung mit Notstromversorgung
LDi	30-V-Gleichstrom-Verteilung
LHP/Q	6,6-kV-Wechselstrom-Notstromversorgung (Stromaggregate)
LHT	Diesel-Notstromaggregat
LHU	6,6-kV-Notstromversorgung (autonome Quelle – DUS)
LKi	380-V-Verteilung ohne Notstromversorgung

LLi	380-V-Verteilung mit Notstromversorgung
Abkürzungen	**Bezeichnung**
LNi	Erzeugung und Verteilung von 220 V Wechselstrom
LUU	Erzeugung und Verteilung von 380 V Notstrom
PMC	Brennstoffhandhabungssystem
PTR	System zur Wasseraufbereitung und -kühlung der Becken
RAZ	Stickstoffspeicher- und -verteilungssystem (für nukleare Zwecke)
RCP	Primärkreislauf
RCV	System zur chemischen und volumetrischen Steuerung
REA	Wasser- und Bor-Nachspeisesystem
TEG	System zur Behandlung von Abgasen
TEP	Primärabwasseraufbereitungssystem
TEU	Abwasserbehandlungssystem
Wichtigste Gebäude	
BAC	Gebäude für Hilfsanlagen zur Aufbereitung
BAN	Gebäude für nukleare Hilfsanlagen
BAS	Gebäude der Sicherheitshilfskräfte
BK	Brennstoffgebäude
BL	Gebäude für die elektrischen Anlagen
BR	Reaktorgebäude
BTE	Abwasseraufbereitungsgebäude
BW	Gebäude für die Nebenräume des BR
Verschiedene Begriffe	
AAC	Heißabschaltung
AAR	Automatische Reaktorabschaltung
ACEM	Brennelemente, die gerade gehandhabt werden
IAEO	Internationale Atomenergie-Organisation
AIF	Blitzschlag-Auswirkungsanalyse
AIP	Für den Schutz von Interessen wichtige Tätigkeit
AMC	Massiver Zustrom von Füller
AN	Normale Haltestelle
AN/GV	Normale Abschaltung am Dampferzeuger
AN/RRA	Normale Abschaltung über RRA
AP	Parkangelegenheit
API	Halt wegen Einsatzes
APR	Halt zum Aufladen
APRP	Unfall mit Verlust des Primärkühlmittels
APRP 2A	Unfall mit Verlust des Primärkühlmittels – doppelt ausgefahrene Schieberklappe

APRP BI	Unfall mit Verlust des Primärkühlmittels – Zwischenbruch
Abkürzungen	**Bezeichnung**
ASN	Atomaufsichtsbehörde
ATEX	Explosionsfähige Atmosphäre
ATWS	Anticipated Transients Without Scram (vorhergesehene Transienten ohne automatische Reaktorabschaltung)
BLEVE	Explosion durch expandierenden Dampf aus siedender Flüssigkeit
BONNA (Rohrleitung)	Betonrohr mit Blechkern
BPVA	Erweiterte Niederdruck-Dampfleitung
BT	Niederspannung
Cb	Borkonzentration
CBAT	Betonrohr mit Blechkern
CC ND	Steuerung und Regelung mit hartem Kern
CCL	Lokales Krisenzentrum
CDG	Falsche Positionierung, Absturz von Clustern oder einer Gruppe von Clustern
CDU	Einziges Ausfallkriterium
EMV	Elektromagnetische Verträglichkeit
CFC	Zusätzliche Betriebsbedingungen
CGB	Hochwasser im großen Einzugsgebiet
CLA	Wellen
CNI	Mittelstufe
CNP	Leistungsstufe
CNPE	Kernkraftwerk zur Stromerzeugung
CNS	Neutronenquelle-Kette
CPB	Hochwasser im kleinen Einzugsgebiet
CPP	Hauptprimärkreislauf
CPY	Reaktorgruppe mit einer Leistung von 900 MWe ähnlicher Bauart (umfasst die Baureihen CP1 und CP2)
CSA	Lagerstätte „Centre de Stockage de l'Aube“
CSC	Spannungskorrosion
CSP	Hauptsekundärkreis
DA	Änderungsantrag
DAC	Verhaltensanalyseunterlagen
DAO	Optimales Auskultationsgerät
DAPE	Akte zur Eignung für den weiteren Betrieb
DC	Zusätzlicher Bereich oder zusätzliche Bestimmung
DCC-LH	Gemeinsame Fehlerursache der LH-Schaltanlagen
DCH	Direkte Beheizung der Sicherheitshülle
DDOCE	Verschleiß oder Funktionsstörung von Bauwerken, Kreisläufen oder Ausrüstungen

DIL	Unkontrollierte Verdünnung von Borsäure
DMCP	Vorübergehender Druckabfall im Primärkreislauf
Abkürzungen	**Bezeichnung**
DMRI	Maßnahmen zur Brandrisikokontrolle
DOR	Leitfaden für die regelmäßige Überprüfung
DP	Sonderanfrage
DPN	Direktion für Kernenergieproduktion
DRR	Behördliches Referenzdossier
DSD	Auslegungsbebenhälfte
DSdF	Signifikante Branddauer
DUS	Notstromdiesel
EC	Abweichung von der Konformität
EN	Erforderliche Ausrüstung
ECOT	Konformitätsprüfung der Tranchen
ECP	Verfahren zur Steuerung des Primärkreislaufs
ECPE	Faktoren, die zur Umweltleistung beitragen
ECR	Äquivalent der Hüllreaktion
ECS	Ergänzende Sicherheitsbewertungen
ED	Zehnjahresprüfungen
EDA	Ausrüstung für den Fall eines Angriffs
EDF	Électricité de France
EDG	Auswurf eines Clusters
Dominoeffekte	Ein gefährliches Ereignis, das eine oder mehrere Anlagen eines Betriebs betrifft und ein weiteres Ereignis an einer benachbarten Anlage oder einem benachbarten Betrieb auslösen könnte, was zu einer allgemeinen Verschärfung der Auswirkungen des ersten Phänomens führt
Klippeffekt	Plötzliche Veränderung des Verhaltens einer Anlage, die ausreicht, um eine geringfügige Abweichung vom vorgesehenen Unfallszenario zu bewirken, wodurch sich die Folgen des Unfalls erheblich verschärft werden.
EIP	Wichtiges Element für den Schutz der Interessen
EIPI	Wichtiges Element für den Schutz der Interessen vor Nachteilen
EIPR	Wichtiger Faktor für den Schutz von Interessen gegenüber vertraglichen Risiken
EIPS	Wichtiges Element zum Schutz der Interessen vor Sicherheitsrisiken (Störfälle und radiologischen Unfälle)
EJP	Spezifische Begründungsstudie
END	Zerstörungsfreie Prüfung
EP	Regelmäßige Prüfung
EPI	Persönliche Schutzausrüstung
EPR	European Pressurised Reactor – gehört zur dritten Generation von Kernreaktoren vom Typ Druckwasserreaktor
EPRESSI	Verfahren zur Bewertung des tatsächlichen Verhaltens von Brandschutzelementen im Brandfall
EPRI	Electric Power Research Institute

EPS	Wahrscheinlichkeitsbasierte Sicherheitsanalysen
ER	Requalifizierungsprüfung
Abkürzungen	**Bezeichnung**
ESP	Einfachwandige Kammer
ESPN	Nukleare Druckbehälter
ESS	Sicherheitsrelevantes Ereignis
FAIOp	Brandbekämpfungsanweisung für den Betreiber
FARN	Nukleare Schnellreaktionskraft
FAV	Altersanalysedatenblatt
FE	Abweichungsblatt
FMGC	Wartungsblätter für den Tiefbau
FPPI	Dauerbetrieb bei mittlerer Leistung
GC	Tiefbau
GES	Notstromaggregat
GHE	Dichtungsöl für den Generator
GMPP	Primäre Motorpumpenanlage
GNU	Gaspark
GP	Ständige Expertengruppe
GPO	Ständige Orientierungsgruppe
GPR	Ständige Expertengruppe für Reaktoren
GRV	Befüllung und Entleerung des Generators mit Wasserstoff
GUS – GeUS	Notstromaggregat
GV	Dampferzeuger
GVR	Ersatzdampferzeuger
H1	Vollständiger Ausfall der Kältequelle
H2	Vollständiger Ausfall der Stromversorgung der Dampferzeuger
H3	Vollständiger Ausfall der Stromversorgung
H4	Einsatz einer gegenseitigen Notversorgung der Pumpen für die Sicherheitsinjektion und der Sprühkühlung im Störfall
HDU	Gebäude, in dem sich der Notstromdiesel befindet
HT	Hochspannung
HTB	Hochspannung B
ICB	Wechselwirkung zwischen Corium und Beton
ICPE	Klassifizierte Anlage zum Schutz der Umwelt
IEM	Elektromagnetische Störungen
IOTA	Anlagen, Bauwerke, Bauarbeiten und Erschließungsmaßnahmen
IGALL	Internationale allgemeine Erkenntnisse zum Thema Alterung
INB	Kernkraftwerk der Basisauslegung
INSAG	Internationale Beratungsgruppe für nukleare Sicherheit

IPG	Wechselwirkung zwischen Brennstofftablette und Hülle
IPS	Sicherheitsrelevant, als sicherheitsrelevant eingestuft
Abkürzungen	**Bezeichnung**
IPS-NC	Wichtig für die Sicherheit, nicht sicherheitsrelevant
IRSN	Institut für Strahlenschutz und nukleare Sicherheit
IS	Sicherheitsinjektion
ISBP	Niederdruck-Sicherheitsinjektion
ISHP	Hochdruck-Sicherheitsinjektion
LIE	Untere Explosionsgrenze
LLS	Notstromturbogenerator
MC	Zustandsorientierte Instandhaltung
MCG	Steuerungsmechanismen für Anlagenstränge
MDTE	Fehlende externe Spannung
MEL	Freigesetzte Masse und Energie
MFEAN 0 %PN	Fehlfunktion der normalen Wasserversorgung 0 % PN
MFEAN 100 % PN	Fehlfunktion des normalen Speisewassers 100 % PN
MLC	Lokale Krisenmaßnahmen
MQCA	Für Unfallbedingungen qualifizierte Ausrüstung
MRI	Brandrisikomanagement
MS	Systematische Instandhaltung
MTD	Beste verfügbare Technik
N4	Reaktorblock mit einer Leistung von 1450 MWe ähnlicher Bauart
ND	Harter Kern
NRO	Bewertung der Zielerreichung
NSO	Nicht ausreichend offen
NSQP	Note zur Strategie der schrittweisen Qualifizierung
OECD	Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung
OISP	Unbeabsichtigtes Öffnen eines Sicherheitsventils des Druckhalters
OISS	Unbeabsichtigtes Öffnen eines Sekundärventils bei 0 % Pn
OVCC	Beobachtungsstelle für Alterungsprozesse im Bereich Steuerung und Regelung
PA	Aktivierungsprodukte
PA CSTA	Aktionsplan zur Bestandsaufnahme
PAI	Brandschutz-Aktionsplan
PMOX	MOX-PARITÄT – Brennstoffmanagement
PAV	Lüftungsaktionsplan
PBES	Niedrigster Sicherheitswasserstand
PBMP	Grundprogramm zur vorbeugenden Instandhaltung
PCC	Anlagenzustands-Kategorie

PEAN	Normaler Speisewasserverlust
PEE	Prüfverfahren
Abkürzungen	**Bezeichnung**
PEPSSI	Bewertungsgrundsatz für die Angemessenheit der Elemente der Brandsektorenbildung
PF	Spaltprodukte
PFG	Wahrscheinlichkeit eines Großbrandes
PFI	Starker Regen
PFL	Möglichkeit eines lokal begrenzten Brandes
PGGV	Durch starken Wind verursachte Flugkörper
PGVE	Durch extreme Winde erzeugte Geschosse
PIC	Programm für ergänzende Untersuchungen
PLMV	Lokales Programm zur Alterungsbeherrschung
PLU	Lokale Regenfälle
Pn	Nennleistung des Kerns
PNPP	Nationale stufenweise Planung
PPDP	Teilweiser Verlust des Primärdurchflusses
PPR	Grundsatzprogramm zur Neuklassifizierung
PSPR	Überwachungsstelle für Risikoprävention
PT ASN	Technische Vorschrift der ASN
PTAE	Vollständiger Ausfall der externen Stromversorgung und der Hauptdieselgeneratoren
PTC	Vollständiger Lastverlust und/oder Auslösung der Turbine
PUI	Interner Notfallplan
PV	Volumetrischer Schutz
PZR	Druckhalter
F&E	Forschung und Entwicklung
R1GP	Entfernung einer Leistungsregelungsgruppe
RAG	Alkali-Granulat-Reaktion
RAM	Stromversorgung der Steuermechanismen der Regulierbündel
RAP	Passive autokatalytische Rekombinatoren
RBPP	Blockierter Rotor einer Primärmotorpumpe
RCD	Vollständig entladener Reaktor
RCR	Bericht über die Ergebnisse der regelmäßigen Überprüfung
RDI	Risiken interner Dominoeffekte
RDP	Druckausgleichsbehälter
RECS	Ergänzende Sicherheitsbewertungsberichte
REU	Einzelberstrisiko
REX	Erfahrungsrückmeldung
RFC	Kernschmelzrisiko

RFDP	Erzwungene Reduzierung des Primärdurchflusses
RFS	Grundlegende Sicherheitsvorschrift
Abkürzungen	**Bezeichnung**
RGE	Allgemeine Betriebsvorschriften
RGV	Austausch eines Dampferzeugers
RIE	(Explosionsgefahr durch einen großflächigen Brand von außen)
RIGZ	Unkontrolliertes Abschalten der Regelaggregate beim Anfahren
RNP	Anstieg des Grundwasserspiegels
ROR	Bruch eines Stauwerks
RP	Regelmäßige Überprüfung
RP	Reaktor im Leistungsbetrieb
RPC	Besondere Verhaltensregeln
RSI	Interne Sulfatreaktion
RTE	Bruch einer Trinkwasserhauptleitung
RTGV	Bruch eines Dampferzeugerrohrs
RTGV3	Bruch eines Rohrs eines Dampferzeugers der Kategorie 3
RTGV4	Bruch eines Dampferzeugerrohrs der Kategorie 4
RTHE	Bruch einer Hochdruckleitung
RTV	Bruch einer Dampfleitung
RTV3	Großer Bruch einer Dampfleitung
SAPA	Annahmestelle für kleine Anwendungen
SDC	Leitwarte
SDD	Auslegungsbeben
SEI	Schwelle für irreversible Auswirkungen
SEL	Liste der seismischen Ausrüstung
SELS	Schwellenwert für signifikante tödliche Auswirkungen
SF-ND	Kaltquelle mit hartem Kern
SIP C	Steuerungsteil des Prozessinstrumentierungssystems
SMHV	Historisch wahrscheinlichstes Erdbeben
SMS	Sicherheitsbezogenes Erdbeben
SND	Kernbeben
SO	Ausreichend offen
SOH	Soziale, organisatorische und menschliche Faktoren
SPEL	Schwellenwerte für erste tödliche Wirkungen
SRI	Referenzsituation für das Hochwasserrisiko
SSC	Strukturen, Systeme und Komponenten
TA	Hilfstransformator
TAC	Verbrennungsturbine

TAM	Hardware-Zugriffspuffer
TAS	Notstrom-Turbogenerator
Abkürzungen	**Bezeichnung**
Td	Temperatur für die Verfügbarkeit der Ausrüstung
TEPCO	Tokyo Electric Power Company
TFA	Sehr schwach aktiv
THE	Hochenergie-Rohrleitungen
TLD	Langzeit-Temperatur
Tnd	Temperatur ohne Materialschädigung
TOR	Alles oder nichts
TA	Hilfstransformator
TP	Haupttransformator
TRICE	Giftig, radioaktiv, entzündlich, ätzend, explosiv
TS	Abzweigtransformator
TSD	Begriff „Quelle“ – Trümmer
TTS	Serienanfangs-Tranche
U3	Endgültiges Verfahren Nr. 3 – Einrichtung mobiler Notfallmaßnahmen für die Systeme EAS und ISBP
U5	Ultimatives Verfahren Nr. 5 – Druckentlastung und Filterung der Ableitungen, das bei einem langsamen Druckanstieg im Reaktorbehälter nach einem Unfall mit Kernschmelze angewendet wird
VD2	Zweite zehnjährige Überprüfung
VD3	Dritte zehnjährige Inspektion
VD4	Vierte zehnjährige Überprüfung
VP	Teilinspektion
WANO	World Association of Nuclear Operators
WENRA	Western European Nuclear Regulators Association
ZII	Interne Überschwemmungszonen



DOCUMENT

1

VORSTELLUNGSNOTIZ

du 4e réexamen

périodique

KERNKRAFTWERK

DU BLAYAIS – REAKTOR NR. 3

Vorwort

In Frankreich erfolgt die Genehmigung zur Errichtung eines Kernreaktors durch einen Erlass des Premierministers nach Stellungnahme der Behörde für nukleare Sicherheit und Strahlenschutz (ASNR)[1]. Diese Genehmigung wird ohne Begrenzung der Betriebsdauer erteilt. Dennoch sehen die Vorschriften alle 10 Jahre eine eingehende Überprüfung der Anlage vor[2] – die sogenannte periodische Überprüfung –, um die Voraussetzungen für die Fortsetzung des Betriebs in den folgenden 10 Jahren zu bewerten.

Für die regelmäßigen Überprüfungen von Kernreaktoren, die ihr 35. Betriebsjahr überschritten haben, sieht das Umweltgesetzbuch die Durchführung einer öffentlichen Anhörung zum Bericht[3] der Überprüfung vor.

Diese Einführungsnotiz bildet den Teil 1 der Unterlagen zur öffentlichen Anhörung zum Bericht über die 4. periodische Überprüfung des Reaktors Nr. 3 des EDF-Kernkraftwerks Blayais (Blayais 3). Sie wurde gemäß Artikel R. 593-62-4 des Umweltgesetzbuchs erstellt.

Im ersten Teil enthält diese Erläuterung die Kontaktdaten des Betreibers von Blayais 3, erinnert an den Gegenstand des öffentlichen Anhörungsverfahrens und ordnet die verschiedenen Unterlagen der Anhörungsakte in den allgemeinen Kontext der 4. (e) periodischen Überprüfung dieses Reaktors ein, und zwar anhand einer Zeitleiste, die es ermöglicht, den Verlauf über mehrere Jahre hinweg nachzuvollziehen.

Der zweite Teil enthält Einzelheiten zum Kernkraftwerk Blayais.

Der dritte Teil liefert Hintergrundinformationen zum Betrieb und zur nuklearen Sicherheit eines Reaktors. Er bietet eine technische Grundlage zu den Reaktoren der 900-MWe-Klasse im Hinblick auf die in den Unterlagen der öffentlichen Anhörung dargestellten Elemente.

Die folgenden Abschnitte stellen die wichtigsten Schlussfolgerungen der 4. Überprüfung sowie die wichtigsten Maßnahmen vor, die EDF seit der 3. periodischen Überprüfung von Blayais 4 ergriffen oder vorgeschlagen hat, um den Schutz der im Umweltgesetzbuch genannten Interessen zu verbessern: öffentliche Sicherheit, Gesundheit und Hygiene sowie Natur- und Umweltschutz. Die Hauptgründe, aus denen EDF diese vorschlägt, werden dort ebenfalls dargelegt. Dies umfasst beispielsweise Maßnahmen, die die Lehren aus dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima Daiichi berücksichtigen, oder auch die wichtigsten von EDF im Rahmen der 4. Überprüfung vorgeschlagenen Maßnahmen. Diese Präsentation greift den Aufbau und die Themen des Berichts zur 4. Überprüfung von Blayais 4 auf; die Bereiche Risiken, Nachteile und langfristiger Betrieb der Anlagen werden darin nacheinander behandelt. In einer für ein breites Publikum verständlichen Sprache bietet diese Präsentation somit eine Zusammenfassung des Überprüfungsberichts, der Gegenstand der öffentlichen Anhörung ist.

Schließlich findet der Leser nach einer Schlussfolgerung am Ende des Dokuments ein Glossar, das ihm ein besseres Verständnis der verschiedenen Unterlagen der öffentlichen Anhörung ermöglicht.

---

[1] Die Behörde für nukleare Sicherheit und Strahlenschutz (ASNR), die durch das Gesetz über die Organisation der Governance im Bereich der nuklearen Sicherheit und des Strahlenschutzes vom 21. Mai 2024 geschaffen wurde, hat am 1. Januar 2025 ihre Arbeit aufgenommen. Sie ist aus dem Zusammenschluss der Behörde für nukleare Sicherheit (ASN) und des Instituts für Strahlenschutz und nukleare Sicherheit (IRSN) hervorgegangen.

[2] Siehe Art. L593-18 des Umweltgesetzbuchs.

[3] Der Überprüfungsbericht (RCR) ist ein technischer Bericht, der von EDF nach jeder regelmäßigen Überprüfung erstellt und an den für die nukleare Sicherheit zuständigen Minister sowie an die Behörde für nukleare Sicherheit und Strahlenschutz übermittelt wird (*vgl.* § 1 Einleitung).

Inhaltsverzeichnis

1. Einleitung: Das öffentliche Anhörungsverfahren und sein Kontext 4

2. Das EDF-Kernkraftwerk im Blayais 10

3. Kernreaktoren: Funktionsweise und Sicherheit 12

3.1. Funktionsweise eines Kernkraftwerks 12
3.2. Grundlagen der Sicherheit 14

3.2.1. Die drei Sicherheitsbarrieren 14
3.2.2. Die drei Sicherheitsfunktionen 15
3.2.3. Die mehrstufige Sicherheit 16

3.3. Sicherheit vor Ort 17

3.3.1. Lehren aus dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima Daiichi 17
3.3.2. Sicherheit im Reaktorgebäude 19
3.3.3. Sicherheit im Brennelementgebäude 21
3.3.4. Sicherheit im Falle einer Kernschmelze 23

4. Teil „Risiken“ der Überprüfung von Blayais 3 25

4.1. Konformität der Anlage 25

4.1.1. Konformitätsmanagement 26
4.1.2. Konformitätsprüfung der Blöcke (ECOT) 26
4.1.3. Das Programm für ergänzende Untersuchungen (PIC) 27
4.1.4. Systemkonformitätsprüfungen 27
4.1.5. Spezielle Prüfungen 28

4.2. Neubewertung des Nuklearsicherheitsniveaus 28

4.2.1. Die wichtigsten Bestimmungen des „harten Kerns“ 30
4.2.2. Unfälle ohne Kernschmelze 33
4.2.3. Angriffe 35
4.2.4. Lagerbecken für abgebrannte Brennelemente 42
4.2.5. Unfälle mit Kernschmelze 44

5. Abschnitt „Nachteile“ der Überprüfung von Blayais 3 49

5.1. Maßnahmen im Hinblick auf die geltenden Vorschriften und die gewonnenen Erkenntnisse 51

5.1.1. Einhaltung der Vorschriften 51
5.1.2. Zusammenfassung der gewonnenen Erfahrungen und wichtigste Maßnahmen zur kontinuierlichen Verbesserung 51

5.2. Maßnahmen zur Aktualisierung der Bewertung der Nachteile 59

6. Langfristiger Erhalt der Anlagen 61

6.1. Bewältigung von Alterung und Veralterung 61
6.2. Für Unfallbedingungen qualifizierte Ausrüstung 64

7. Schlussfolgerung 65

8. Glossar 67



1. Introduction : l'enquête publique et son contexte

EDF-Kernkraftwerk Le Blayais, Gironde
© Copyright EDF – Air Marine

In Frankreich erfolgt die Genehmigung zum Bau eines Kernreaktors durch einen Erlass des Premierministers nach Stellungnahme der Behörde für nukleare Sicherheit und Strahlenschutz (ASNR). Diese Genehmigung wird ohne Begrenzung der Betriebsdauer erteilt. Allerdings sehen die Vorschriften alle 10 Jahre[2] eine gründliche Überprüfung der Anlage vor, die sogenannte periodische Überprüfung, um die Bedingungen für die Fortsetzung des Betriebs in den folgenden 10 Jahren zu bewerten.

Der Bericht zur 4. periodischen Überprüfung des Reaktors Nr. 3 des EDF-Kernkraftwerks Blayais (Blayais 3) mit Sitz in BP 27 in Braud-et-Saint-Louis (33820) wird einer öffentlichen Anhörung unterzogen[4]. Diese Anhörung dient dazu, die Öffentlichkeit zu informieren und ihr die Möglichkeit zu geben, Anmerkungen und Vorschläge zu formulieren.

[4] Für Überprüfungen, die nach dem 35. Betriebsjahr des Reaktors stattfinden, sieht das Umweltgesetzbuch die Durchführung einer öffentlichen Anhörung zum Bericht dieser Überprüfungen vor.

Ziele der Überprüfung: Einhaltung der Vorschriften und Verbesserung der nuklearen Sicherheit

Im Rahmen der regelmäßigen Überprüfung vergewissert sich der Betreiber, dass seine Anlage in der Lage ist, den Betrieb unter Einhaltung der geltenden Vorschriften fortzusetzen. Er muss zudem, insbesondere durch Maßnahmen zur nuklearen Sicherheit, den Schutz der im Umweltgesetzbuch genannten Interessen verbessern: öffentliche Sicherheit, Gesundheit und Hygiene sowie den Schutz der Natur und der Umwelt.

Die regelmäßigen Überprüfungen umfassen einen „Risiko"- und einen „Nachteile"-Teil. Der „Risiken" betrifft die Vermeidung von Zwischenfällen oder Unfällen und die Begrenzung ihrer potenziellen radiologischen (radioaktive Freisetzungen) oder nicht-radiologischen (thermische, mechanische oder toxische Auswirkungen) Folgen. Der Teilbereich „Belästigungen" befasst sich mit der Eindämmung der Auswirkungen auf Gesundheit und Umwelt, die möglicherweise durch die Anlage im Normalbetrieb aufgrund von Wasserentnahmen und -einleitungen, Abfällen sowie durch die von ihr verursachten Belästigungen (Verbreitung pathogener Mikroorganismen, Lärm, Erschütterungen, Gerüche oder Staubaufwirbelungen) entstehen können.

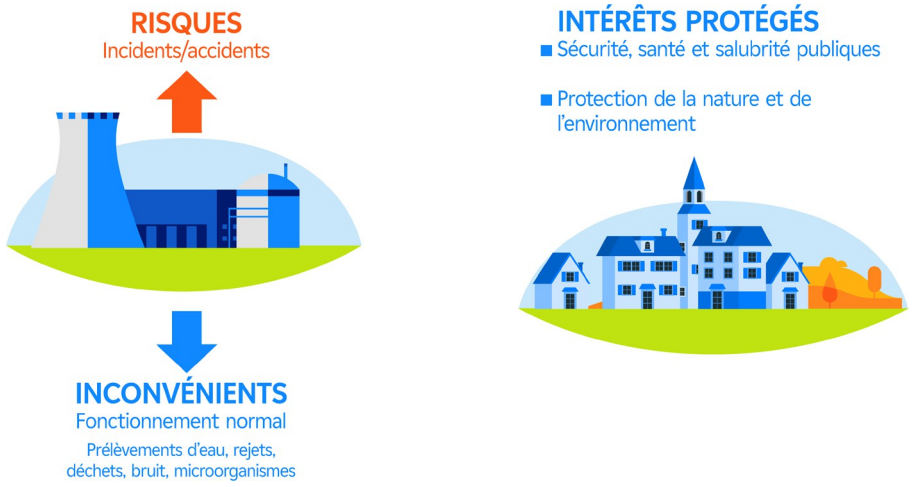


Abbildung 1. Der Schutz der Interessen vor Risiken und Nachteilen

Eine regelmäßige Überprüfung in zwei sich ergänzenden Phasen

Der französische Kernkraftwerkspark besteht aus mehreren serienmäßig gebauten Druckwasserreaktoren (REP), die sich hauptsächlich durch ihre elektrische Leistung pro Einheit unterscheiden. Seit der Einführung der regelmäßigen Überprüfungen zu Beginn des Betriebs des französischen Kernkraftwerkparks nutzt EDF die Standardisierung seiner Reaktoren nach Leistungsklassen (900-MWe-, 1300-MWe- und 1450-MWe-Klassen), um diese Überprüfungen in zwei sich ergänzenden Phasen durchzuführen. Die erste, sogenannte generische Phase, befasst sich mit Themen, die allen ähnlichen Reaktoren einer Leistungsstufe gemeinsam sind. Die zweite Phase berücksichtigt die Besonderheiten jeder einzelnen Anlage.

Für die 4. periodische Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren (RP4 900) begann die generische Phase Ende 2013 mit der Erstellung des Leitfadens zur Überprüfung (Dossier d'Orientations du Réexamen, DOR) durch EDF; darin werden die im Rahmen der Überprüfung behandelten Themen sowie die von EDF festgelegten Ziele beschrieben. Die Prüfung des DOR wurde von der Behörde für nukleare Sicherheit (seit 2025 ASNR, www.asnr.fr) durchgeführt, die ihre Ständigen Expertengruppen (GPE)[5] konsultierte. Dieser Teil „Leitlinien" der generischen Phase der periodischen Überprüfung wurde im April 2016 mit einer Stellungnahme der ASN zu den generischen Leitlinien der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren abgeschlossen, verbunden mit Aufforderungen an den Betreiber EDF[6] .

Für die 4. periodische Überprüfung der 900-MWe-Kernkraftwerke (RP4 900) hat EDF als allgemeine Leitlinie festgelegt, die Ziele der nuklearen Sicherheit der Reaktoren der neuesten Generation anzustreben, wobei der EPR-Flamanville 3 als Referenzreaktor von EDF dient. Diese Leitlinie wurde von der ASN bestätigt.

Darauf folgte eine Phase, in der EDF allgemeine Studien zu den ausgewählten Themen durchführte und den Bedarf an Maßnahmen ermittelte, die zur Erreichung der Ziele umgesetzt werden müssen. Diese Phase wurde 2018 mit dem Zielerfüllungsbericht (NRO) abgeschlossen, in dem die Maßnahmen dargelegt sind, die EDF umsetzen will, um die Ziele der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren sowie die von der ASN zum Zeitpunkt der Festlegung der Leitlinien formulierten Anforderungen zu erfüllen.

Auf Initiative des Hohen Ausschusses für Transparenz und Information zur nuklearen Sicherheit (HCTISN, www.hctisn.fr) wurde ***eine öffentliche Konsultation zur generischen Phase der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren*** *organisiert. Sie fand vom 6. September 2018 bis zum 31. März 2019 statt und hatte zum Ziel, die Öffentlichkeit zu informieren und ihre Meinung zu den von EDF vorgeschlagenen Maßnahmen einzuholen. Die Website https://concertation.suretenucleaire.fr bleibt weiterhin zugänglich, um den Zugriff auf die Archive der Treffen und des Austauschs im Rahmen der Konsultation zu ermöglichen. Im Anschluss an diese Konsultation hat EDF gemäß den Empfehlungen des HCTISN die Lehren aus dieser öffentlichen Konsultation gezogen und diese veröffentlicht[7] .*

[5] Zur Vorbereitung ihrer wichtigsten Entscheidungen in den Bereichen nukleare Sicherheit, Strahlenschutz und Umwelt stützt sich die ASNR auf die Stellungnahmen und Empfehlungen der Ständigen Expertengruppen.

[6] ASN – Allgemeine Leitlinien der RP4 900 – CODEP-DCN-2016-007286 vom 20. April 2016.

[7] Anlage Nr. 4 der Unterlagen zur öffentlichen Anhörung

Die allgemeine Phase wurde am 23. Februar 2021 mit der Veröffentlichung der Stellungnahme der ASN abgeschlossen, die allgemeine Auflagen[8] enthielt, zu denen zuvor eine öffentliche Anhörung stattgefunden hatte.

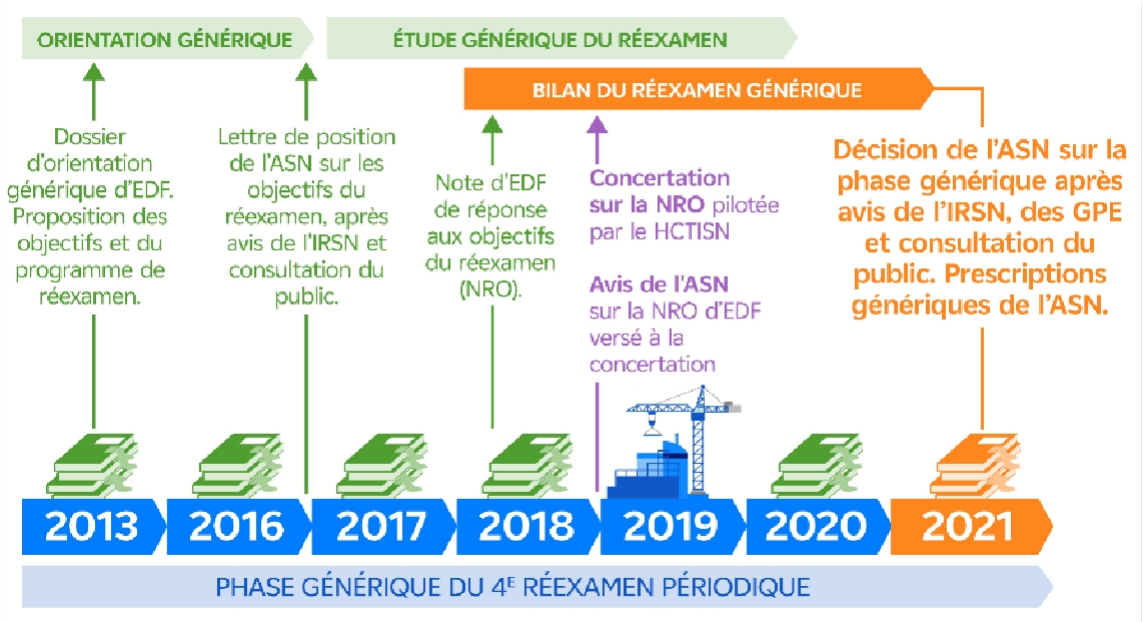


Abbildung 2. Zeitleiste der generischen Phase der 4 periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren

[8] ASN – Allgemeine Phase der RP4 900 – Untersuchungsbericht – CODEP-DCN-2021-007968 vom März 2021.
ASN – Beschluss Nr. 2021-DC-0706 der ASN vom 23. Februar 2021 zur Festlegung der für EDF geltenden Auflagen für 900-MWe-Reaktoren unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase ihrer 4 periodischen Überprüfung. https://www.asn.fr/l-asn-informe/actualites/la-poursuite-de-fonctionnement-des-reacteurs-de-900-mwe-au-dela-de-40-ans
ASN – Schreiben an EDF – Stellungnahme der ASN zur generischen Phase der RP4 900 – CODEP-DCN-2021-009580 vom 23. Februar 2021.

Die regelmäßige Überprüfung des Reaktors Blayais 3

Diese vierte periodische Überprüfung erfolgt in zwei sich ergänzenden Phasen: einer generischen Phase, die für alle Reaktoren der 900-MWe-Klasse gilt, und einer spezifischen Phase für den Reaktor Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais. Im Anschluss an die allgemeine Phase folgen über einen Zeitraum von etwa zehn Jahren (von 2019 bis 2031) die Überprüfungen jedes einzelnen der 32 Reaktoren der 900-MWe-Kernkraftwerke. Ein Überprüfungsbericht (RCR) wird von EDF an den für die nukleare Sicherheit zuständigen Minister und an die ASNR übermittelt. Dieser wird nach der zehnjährigen Reaktorinspektion erstellt, bei der Umbauten sowie Kontroll- und Wartungsarbeiten durchgeführt werden. Während dieser Abschaltung werden die zehnjährigen Prüfungen durchgeführt, wie beispielsweise die Inspektion des Reaktordruckbehälters, die hydraulische Prüfung der Kreisläufe zur Überprüfung ihrer Dichtheit sowie die Prüfung der Reaktorgebäudemantel zur Überprüfung seines einwandfreien mechanischen Verhaltens und seiner Einschlussfähigkeiten. Die folgende Zeitleiste zeigt die wichtigsten Etappen der 4. periodischen Überprüfung von Blayais 3.

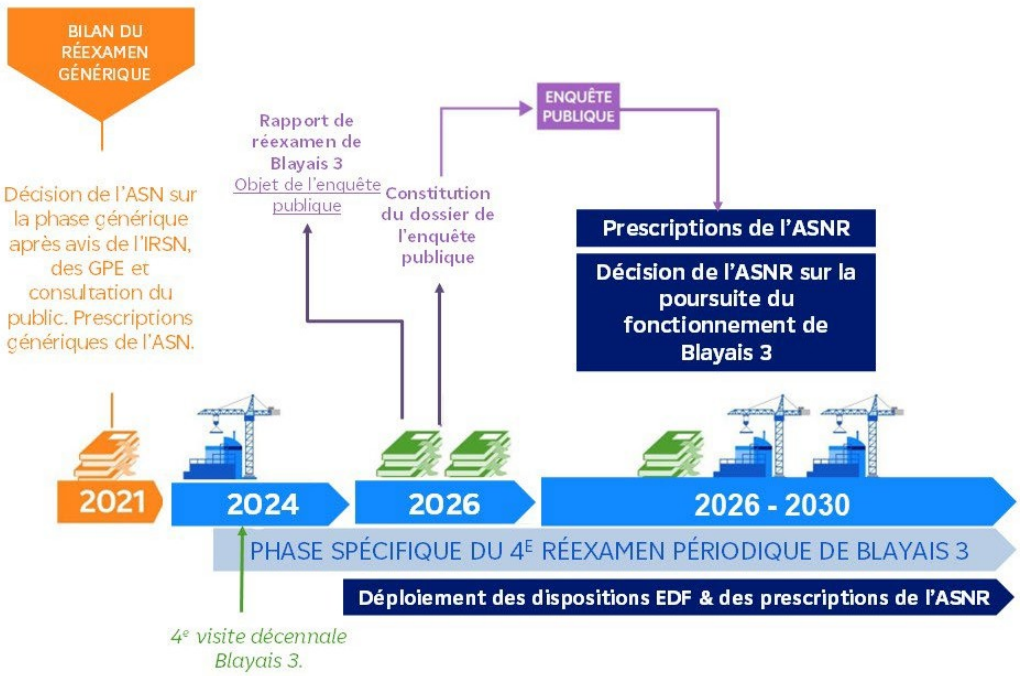
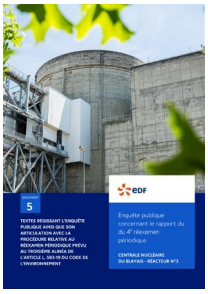


Abbildung 3. Zeitleiste der spezifischen Phase der 4. periodischen Überprüfung des Reaktors Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais.

Die öffentliche Anhörung zum Bericht über die 4. Überprüfung von Blayais 3

Die zehnjährige Inspektion von Blayais 3 fand vom 8. Juni bis zum 26. Dezember 2024 statt. Der Abschlussbericht der 4. periodischen Überprüfung wurde am 20. Februar 2026 von EDF an den für die nukleare Sicherheit zuständigen Minister und an die ASNR übermittelt.

Die Unterlagen zur öffentlichen Anhörung im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung von Blayais 3 umfassen folgende Dokumente:

Anlage 1	*Anlage 2*	*Anlage 3*	*Anlage 3bis*	*Anlage 4*	*Anlage 5*
					
Einleitende Erläuterung: Das vorliegende Dokument	Bericht zur 4. regelmäßigen Überprüfung von Blayais 3, **Gegenstand des öffentlichen Anhörungsverfahrens**	Beschreibung der vom Betreiber im Anschluss an die regelmäßige Überprüfung vorgeschlagenen Maßnahmen	Dokument zu den mit dem Betrieb des Reaktors verbundenen Umweltauswirkungen für die nächsten zehn Jahre	Zusammenfassung der Konsultationsmaßnahmen, die für den allgemeinen Teil der 4. periodischen Überprüfung der Reaktoren mit einer Leistung von 900 MWe	Liste der Rechtsvorschriften zur öffentlichen Anhörung sowie deren Verknüpfung mit dem Verfahren zur regelmäßigen Überprüfung gemäß Artikel L. 593-19 des Umweltgesetzbuchs

Dieses Dokument (Anlage 1) stellt die wichtigsten Maßnahmen dar, die EDF am Kraftwerk Blayais 3 seit der 3. Überprüfung zur Verbesserung des Schutzes der Interessen ergriffen hat, darunter insbesondere diejenigen, die während der 4. zehnjährigen Inspektion umgesetzt wurden. Sie sind mit dem Piktogramm „Umgesetzt“ gekennzeichnet.



Außerdem werden die wichtigsten von EDF im Anschluss an die 4. Überprüfung vorgeschlagenen Maßnahmen vorgestellt. Diese sind mit dem Piktogramm „Vorgeschlagen“ gekennzeichnet.



Nach Abschluss des öffentlichen Anhörungsverfahrens berücksichtigt die Behörde für nukleare Sicherheit und Strahlenschutz die Ergebnisse des öffentlichen Anhörungsverfahrens bei ihrer Analyse des Überprüfungsberichts zu Blayais 3 und bei den von ihr erlassenen Auflagen.



2. La centrale nucléaire EDF du Blayais

EDF-Kernkraftwerk Blayais, Gironde
© Copyright EDF – Air Marine

Das Kernkraftwerk „ u Blayais“ liegt auf halbem Weg zwischen Bordeaux und Royan in der Gemeinde Braud-et-Saint-Louis. Es befindet sich inmitten eines 6.000 Hektar großen Sumpfgebiets und erstreckt sich über eine Fläche von 78 Hektar am rechten Ufer der Gironde.

Das Kernkraftwerk Blayais umfasst vier Druckwasserreaktoren (DWR) mit einer elektrischen Leistung von jeweils 900 MWe, die im offenen Kreislauf mit Wasser aus der Gironde-Mündung gekühlt werden. Die Inbetriebnahme der vier Blöcke erfolgte zwischen 1981 und 1983.

Im Jahr 2025 erzeugte das Kernkraftwerk Blayais fast 23 Milliarden Kilowattstunden CO_2-armen Strom, was 50 % des jährlichen Stromverbrauchs der Region Nouvelle-Aquitaine entspricht.

EDF hat die Fortführung des Betriebs seiner Reaktoren über 40 Jahre hinaus im Investitionsprogramm „Grand Carénage“ vorgesehen. Dieses von 2020 bis 2030 umgesetzte Industrieprogramm umfasst den Austausch bestimmter Komponenten sowie zahlreiche Wartungsmaßnahmen, um das Sicherheitsniveau der Reaktoren der neuesten Generation zu erreichen.

Im Kernkraftwerk Blayais sieht das Programm „Grand Carénage“ insbesondere die Durchführung der vierten zehnjährigen Reaktorinspektionen vor, die nun alle abgeschlossen sind.

Das Kernkraftwerk Blayais ist der zweitgrößte industrielle Arbeitgeber in der Gironde. Im Durchschnitt arbeiten dort täglich 1.500 EDF-Mitarbeiter und 900 Mitarbeiter von Partnerunternehmen, um die Versorgung mit CO_2-freiem, sicherem und wettbewerbsfähigem Strom zu gewährleisten.

Das Kernkraftwerk Blayais trägt zur wirtschaftlichen Entwicklung seiner Region bei und leistet Unterstützung durch seine Beschaffungspolitik, die Auswahl seiner Industriepartner sowie den Aufbau von Partnerschaften und die Abführung von Steuern und Abgaben.

Das Kernkraftwerk Blayais engagiert sich zudem stark für die Förderung seiner Berufe, die Ausbildung und den Zugang zum Arbeitsmarkt in Zusammenarbeit mit den Akteuren und Partnern der Region. Im Jahr 2025 freute sich das Kernkraftwerk Blayais, 64 neue Mitarbeiter einzustellen und 100 duale Auszubildende sowie 155 Praktikanten aufzunehmen, die eine Ausbildung in den Berufen der Kernenergie absolvierten.

Das Kernkraftwerk Blayais hat ein offenes Ohr für das Geschehen in der Region und unterstützt zahlreiche Initiativen und Vereine aus den Bereichen Lokales, Sport, Kultur, Umwelt und Solidarität.

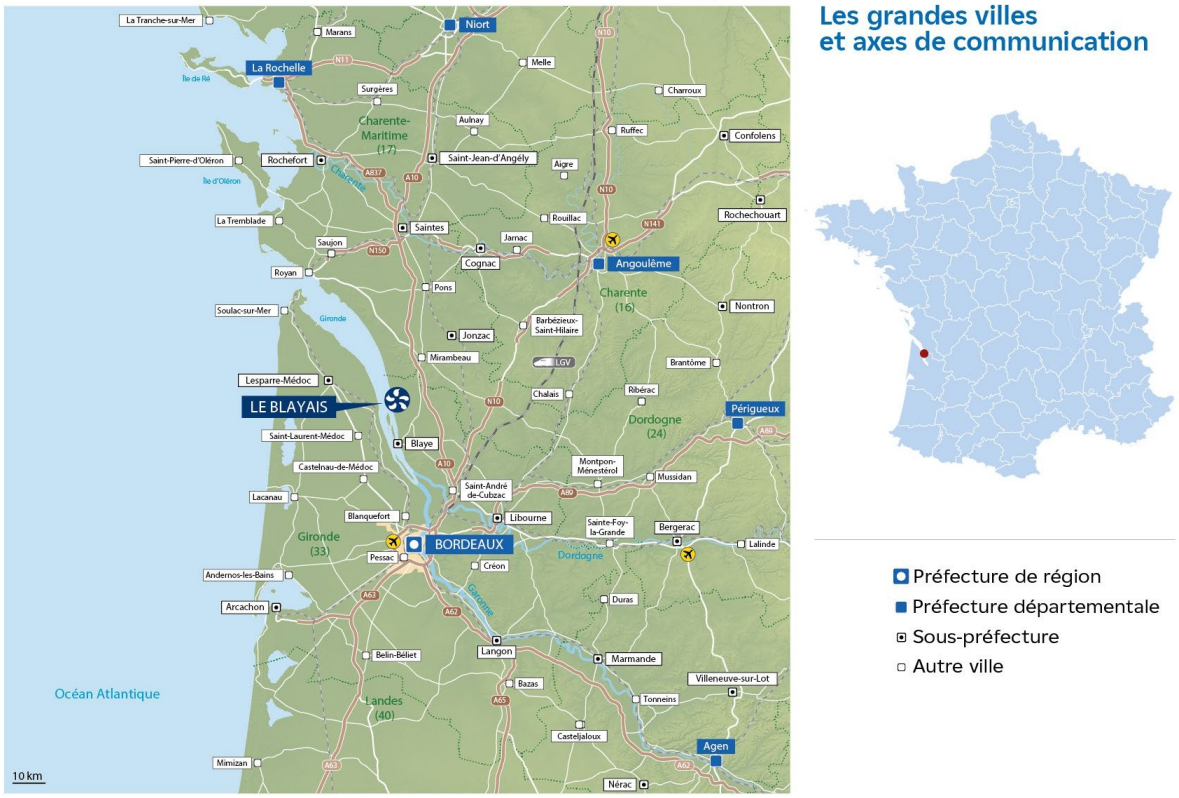


Abbildung 4. Lageplan des Kernkraftwerks Blayais



3. Les réacteurs électronucléaires : fonctionnement et sûreté[9]

EDF-Kernkraftwerk Blayais, Gironde
© Copyright EDF – Yohan Espiaube

3.1. Funktionsweise eines Kernkraftwerks Kernkraftwerk

Der Betrieb eines Kernkraftwerks vom Typ Druckwasserreaktor (DWR), wie das in Le Blayais, basiert auf drei voneinander unabhängigen und dicht abgeschlossenen Wasserkreisläufen, die den Wärmeaustausch gewährleisten und dabei jeglichen Austritt radioaktiver Stoffe nach außen verhindern:

1. **Der Primärkreislauf**: Im Reaktor entsteht durch die Spaltung von Uranatomen eine große Menge an Wärme, die das um die Brennelemente zirkulierende Wasser auf 320 °C erhitzt. Das Wasser des Primärkreislaufs wird unter Druck gehalten, um ein Sieden zu verhindern. Es gibt seine Wärme an das Wasser eines zweiten geschlossenen Kreislaufs ab.
2. **Der Sekundärkreislauf**: Der Wärmeaustausch zwischen dem Wasser des Primärkreislaufs und dem Wasser des Sekundärkreislaufs erfolgt über Dampferzeuger. Das Wasser des Sekundärkreislaufs verwandelt sich dabei in Dampf. Der Druck dieses Dampfes treibt eine Turbine an, die wiederum einen Generator antreibt. Ein Transformator erhöht die Spannung des vom Generator erzeugten elektrischen Stroms, damit dieser leichter über große Entfernungen in Höchstspannungsleitungen transportiert werden kann.

[9] Dieser Abschnitt behandelt Grundlagen zur Funktionsweise von Kraftwerken und zur nuklearen Sicherheit, um ein besseres Verständnis der in den Teilen 4 bis 6 dieses Dokuments sowie in den anderen Unterlagen des Dossiers dargestellten Bestimmungen zu ermöglichen.

3. **Der Kühlkreislauf:** Am Ausgang der Turbine wird der Dampf des Sekundärkreislaufs mithilfe eines Kondensators, durch den kaltes Wasser zirkuliert, das aus dem Meer, aus einer Flussmündung (wie im Fall des Kernkraftwerks Le Blayais) oder aus einem Fluss entnommen wird, wieder in Wasser umgewandelt.

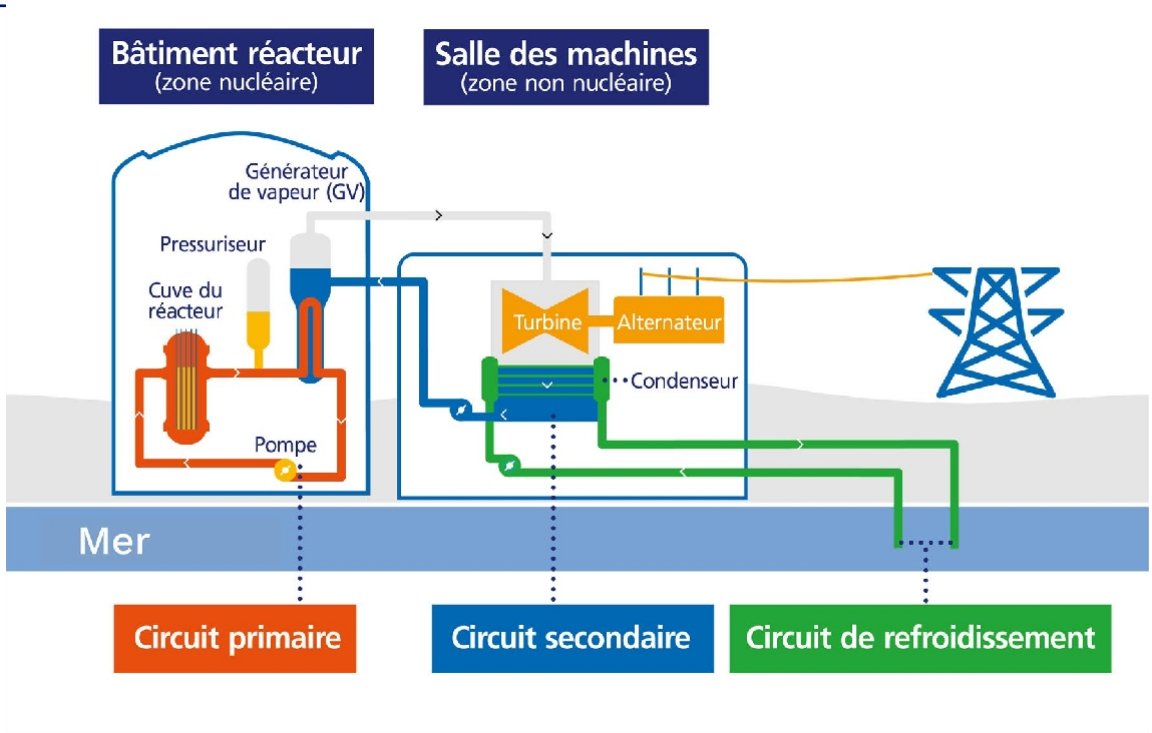


Abbildung 5. Prinzipskizze der Funktionsweise des Kernkraftwerks ohne Luftkühler

3.2. Die Grundlagen der Sicherheit

3.2.1. Die drei Sicherheitsbarrieren

In einem Kernkraftwerk besteht ein allgemeines Ziel der nuklearen Sicherheit darin, einen wirksamen Schutz aufzubauen und aufrechtzuerhalten, um Unfälle zu verhindern und deren Auswirkungen auf Mensch und Umwelt zu begrenzen.

Die zu diesem Zweck getroffenen Auslegungs- und Betriebsmaßnahmen beziehen sich auf die Prävention, um das Auftreten einer Störsituation zu verhindern, sowie auf den Schutz, um die Folgen eines möglichen Unfalls zu begrenzen.

So tragen drei physikalische, widerstandsfähige, dichte und voneinander unabhängige Barrieren zur Eindämmung der Radioaktivität bei:

- die Hülle der Brennstäbe,
- die Hülle des Primärkreislaufs,
- der Sicherheitsbehälter.

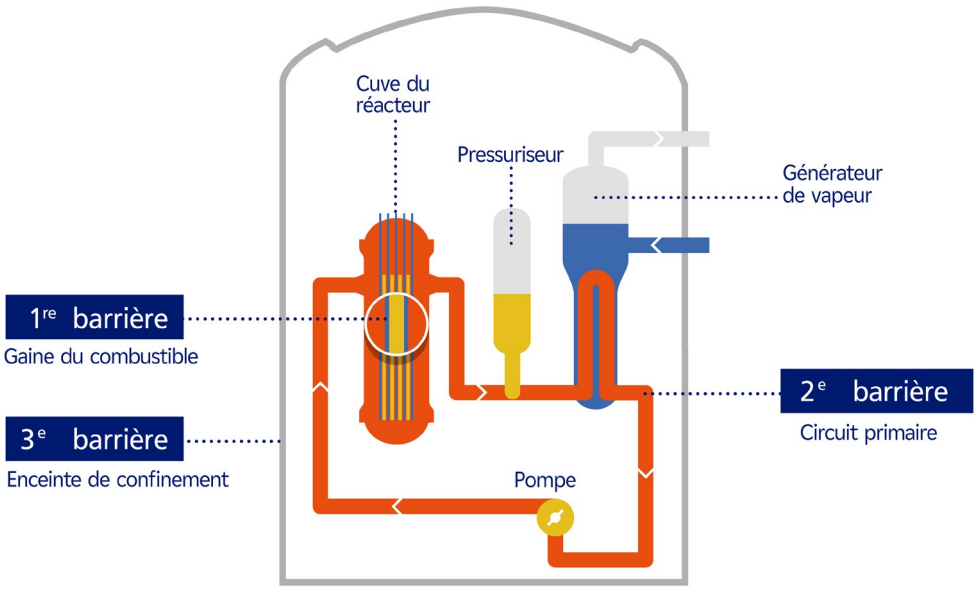


Abbildung 6. Schematische Darstellung der drei Sicherheitsbarrieren

3.2.2. Die drei Sicherheitsfunktionen

Um eine Beschädigung der Sicherheitshüllen zu vermeiden und die radiologischen Folgen einer möglichen Beschädigung zu begrenzen, sind bereits bei der Auslegung spezielle Anlagen und Systeme vorgesehen, die im Betrieb zum Einsatz kommen: Sie gewährleisten die drei „Sicherheitsfunktionen“.

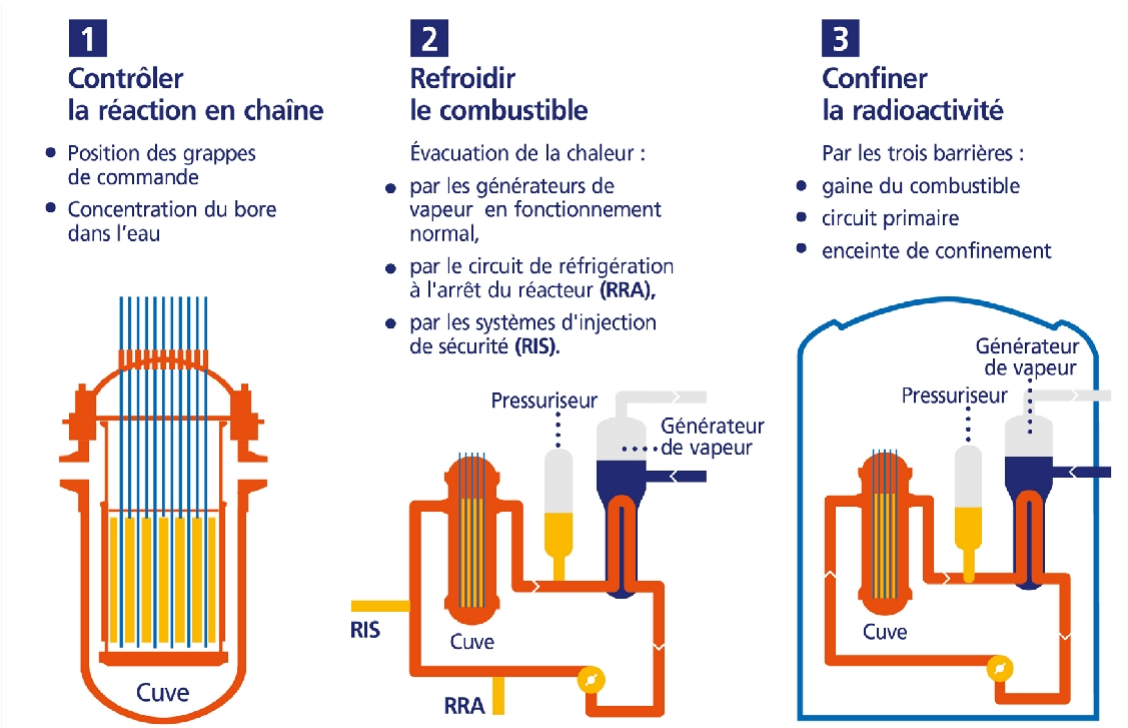


Abbildung 7. Schematische Darstellung der drei Sicherheitsfunktionen

Der „sichere“ Zustand eines Reaktors ist durch die Gewährleistung der drei Sicherheitsfunktionen gekennzeichnet:

- Kontrolle der Kernkettenreaktion im Reaktor,
- Kühlung des Brennstoffs,
- Eindämmung der Radioaktivität,

sowie die einwandfreie Funktion der Systeme, die zur Aufrechterhaltung dieser Bedingungen erforderlich sind.

3.2.3. *Die mehrstufige Sicherheitsstrategie*

Die nukleare Sicherheit basiert auf dem Konzept der mehrschichtigen Sicherheit, bei dem aufeinanderfolgende Sicherheitsstufen zum Einsatz kommen, die ausreichend unabhängig voneinander sind, um menschliche, technische und organisatorische Fehler abzufangen.

Bei der Auslegung und im Betrieb gliedert sich die mehrstufige Sicherheit in fünf Ebenen, die darauf abzielen:

1. **Störfälle zu verhindern.** Diese erste Stufe basiert auf einer robusten Auslegung und der Qualität der Fertigung. Die Betriebsorganisation gewährleistet, dass die Anlage innerhalb der Grenzen des Normalbetriebs gehalten wird. Auf materieller Ebene ermöglichen Automatismen und Regelsysteme, die Anlage innerhalb dieser Grenzen zu halten.

2. **Störfälle zu erkennen,** Maßnahmen zu ergreifen, um zu verhindern, dass sie zu einem Unfall führen, und den Normalbetrieb wiederherzustellen oder, falls dies nicht möglich ist, die Anlage in einen sicheren Zustand zu versetzen und dort zu halten.

   Diese zweite Stufe dient insbesondere dazu, die Integrität der Brennstoffhülle (die erste Barriere) und des Primärkreislaufs (die zweite Barriere) durch die Umsetzung von Schutzmaßnahmen und -systemen zur Steuerung der Sicherheitsfunktionen zu gewährleisten: automatische Abschaltung des Reaktors, zusätzliche Wasserzufuhr zur Kühlung des Reaktors...

3. Unvermeidbare **Unfälle unter Kontrolle zu bringen**, deren Verschlimmerung zu begrenzen und die Anlage wieder in einen sicheren Zustand zu versetzen und dort zu halten.

   Diese dritte Stufe stützt sich auf die Sicherheitssysteme (Sicherheitsinjektionssystem des Primärkreislaufs, Sprühsystem für den Reaktorbehälter, Notstromversorgung der Dampferzeuger) sowie auf die Unfallbetriebsverfahren und die Nationale Krisenorganisation.

4. **Bewältigung schwerer Unfallsituationen mit Kernschmelze,** die nicht unter Kontrolle gebracht werden konnten, um die Folgen für Mensch und Umwelt zu begrenzen.

   Diese vierte Stufe zielt darauf ab, die Integrität des Sicherheitsbehälters, der dritten Barriere, zu bewahren. Um dieses Ziel zu erreichen, stützt sich die Bewältigung von Unfällen mit Kernschmelze auf technische Vorkehrungen: passive Rekombinatoren zur Beseitigung der Explosionsgefahr durch Wasserstoff, der bei der Schmelze von Brennstoffhüllen entsteht, mobile Einrichtungen wie Pumpen mit eigener Stromversorgung, oder auch die letzte Filterstufe für radioaktive Ableitungen, die beim Öffnen des Sicherheitsbehälters zum Einsatz kommt, sowie auf die „Force d'Action Rapide du Nucléaire" (FARN), die aus den Erfahrungen nach dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima Daiichi hervorgegangen ist.

   Ebenfalls zu den Stufen 3 und 4 gehören die sogenannten **„Hard Core**"-Anlagen (*siehe* Einzelheiten zu den Änderungen in § 4.2.1), wie beispielsweise die Vorrichtung zur Stabilisierung des Coriums oder eine zusätzliche Stromversorgung.

Der „harte Kern" (ND) *ist eine Gesamtheit aus ortsfesten und robusten materiellen Mitteln, ergänzt durch mobile Mittel, die darauf abzielen, massive radioaktive Freisetzungen und dauerhafte Auswirkungen auf die Umwelt in Extremsituationen infolge einer extremen externen Naturkatastrophe zu verhindern. Dabei handelt es sich hauptsächlich um Erdbeben, externe Überschwemmungen und damit verbundene Phänomene (Blitzschlag, Hagel, starke Winde, heftige Regenfälle) oder auch um Tornados.*

5. **Schutz der Bevölkerung.** Diese[5] Stufe der mehrschichtigen Sicherheit fällt in den Zuständigkeitsbereich der Behörden und entspricht der Umsetzung des Sonder-Einsatzplans (PPI) (Schutzsuche, Einnahme von Jodtabletten, Evakuierungen usw.).

3.3. Sicherheit vor Ort

Die Grundlagen der nuklearen Sicherheit werden vor Ort durch die Umsetzung von Maßnahmen umgesetzt, die bereits bei der Auslegung vorgesehen und im Laufe des Betriebs ergänzt wurden, insbesondere im Rahmen der regelmäßigen Überprüfungen unter Berücksichtigung der Erkenntnisse aus den Erfahrungen mit Kernkraftwerken in Frankreich und im Ausland sowie des Wissensfortschritts.

Für die 4. Überprüfung der 900-MWe-Kernkraftwerke werden daher Maßnahmen zur Verbesserung der Sicherheit umgesetzt und in Betracht gezogen, um den Erkenntnissen aus dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima Daiichi Rechnung zu tragen und ganz allgemein extreme Unfallsituationen zu antizipieren und zu bewältigen, damit massive radioaktive Freisetzungen und dauerhafte Auswirkungen auf die Umwelt vermieden werden (siehe § 3.3.1).

Zur Veranschaulichung werden in den Abschnitten 3.3.2, 3.3.3 und 3.3.4 die Belastungszustände der wichtigsten Sicherheitsvorrichtungen im Reaktorgebäude und im Brennelementgebäude unter normalen Betriebsbedingungen, bei Störfällen oder Unfällen sowie im Falle extremer äußerer Einwirkungen dargestellt.

3.3.1. Lehren aus dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima Daiichi

Nach dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima Daiichi im März 2011 in Japan hat EDF eine Reihe von Maßnahmen geprüft, um seine Anlagen so zu verstärken, dass sie natürlichen Einwirkungen standhalten können, deren Ausmaß weit über die Auslegungsannahmen der Reaktoren hinausgeht. Diese Maßnahmen gliedern sich wie folgt:

› eine reaktive Phase von 2012 bis 2015, in der EDF Folgendes einsetzte:

- die „Force d'Action Rapide du Nucléaire" (FARN), bestehend aus 300 geschulten EDF-Mitarbeitern, die bereit sind, an jedem französischen Kernkraftwerksstandort, an dem dies erforderlich ist, spätestens 24 Stunden nach Beginn des Unfalls einzugreifen, 

- ortsfeste und mobile Ausrüstung mit standardisierten Anschlussstellen („Feuerwehranschluss"), um die Anlagen im Falle eines vollständigen Ausfalls der Notkühlsysteme mit Wasser zu versorgen, 

- einen Notfallplan zur Bewältigung einer Unfallsituation, von der mehrere Reaktoren betroffen sind. 

› eine Phase zur Einrichtung „dauerhafter Vorkehrungen" für die Wasser- und Stromversorgung, insbesondere mit:

- an jedem Reaktor eine zusätzliche Notstromquelle: das Diesel-Notstromsystem (DUS), 

- eine diversifizierte Wasserversorgung (SEG) durch die Nutzung bestehender Wasserreserven mit großer Kapazität, 

- eine Verstärkung der Reaktorleitungsteams (+ 250 Personen in ganz Frankreich), die für den Umgang mit unerwarteten Ereignissen geschult sind. 



Abbildung 8. Foto von zwei Notstromdieselaggregaten (DUS) mit einer Leistung von 3 MWe

Dank dieser Vorkehrungen kann der im Reaktorgebäude befindliche oder im Lagerbecken des Brennstoffgebäudes (BK) gelagerte Brennstoff im Falle eines vollständigen Ausfalls der Stromversorgung oder der Kühlquelle drei Tage lang ohne externe Hilfe weitergekühlt werden. Diese Autonomie ermöglicht es der Nationalen Krisenorganisation, zu der auch die FARN gehört, die notwendigen Nachschubmaßnahmen über den gesamten Zeitraum bis zur Wiederherstellung der Anlagen sicherzustellen.

Im Rahmen der Fortführung des Betriebs über 40 Jahre hinaus ergreift EDF eine Reihe von technischen und organisatorischen Maßnahmen, die darauf abzielen, einen Unfall mit Kernschmelze zu verhindern und massive radioaktive Freisetzungen sowie dauerhafte Auswirkungen auf die Umwelt in Extremsituationen – den sogenannten „Hard-Core“-Situationen – zu vermeiden, die insbesondere auf eine extreme natürliche Einwirkung von außen zurückzuführen sind. Das „Noyau Dur“-Konzept wird im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung und deren Folgemaßnahmen umgesetzt.

3.3.2. *Sicherheit im Reaktorgebäude*

Im Normalbetrieb ist die Kühlung des Brennstoffs eine Sicherheitsfunktion, die unter allen Umständen aufrechterhalten werden muss, um die Integrität der ersten Sicherheitsbarriere zu gewährleisten:

- Bei laufendem Reaktor wird die Energie in Form der von den Brennelementen abgegebenen Wärme über die Dampferzeuger (GV) an die Turbine und anschließend über einen Generator an das Stromnetz weitergeleitet. Am Ausgang der Turbine wird der Dampf des Sekundärkreislaufs mithilfe eines durch die Gironde-Mündung gekühlten Kondensators wieder in Wasser umgewandelt, um den Kreislauf zu den Dampferzeugern fortzusetzen.
- Wenn der Reaktor abgeschaltet wird, beträgt die vom Reaktorkern erzeugte thermische Restleistung etwa einige Prozent der Nennleistung und nimmt mit der Zeit ab. Die von den Brennelementen erzeugte Restwärme wird über den Kühlkreislauf des abgeschalteten Reaktors (RRA) abgeführt, der seinerseits durch die „Kaltquelle “ (Gironde-Mündung) *über* den Zwischenkühlkreislauf (RRI) und den Not-Rohwasserkreislauf (SEC) abgeführt, die aufeinanderfolgende Barrieren gegenüber dem Wasser der Mündung bilden.

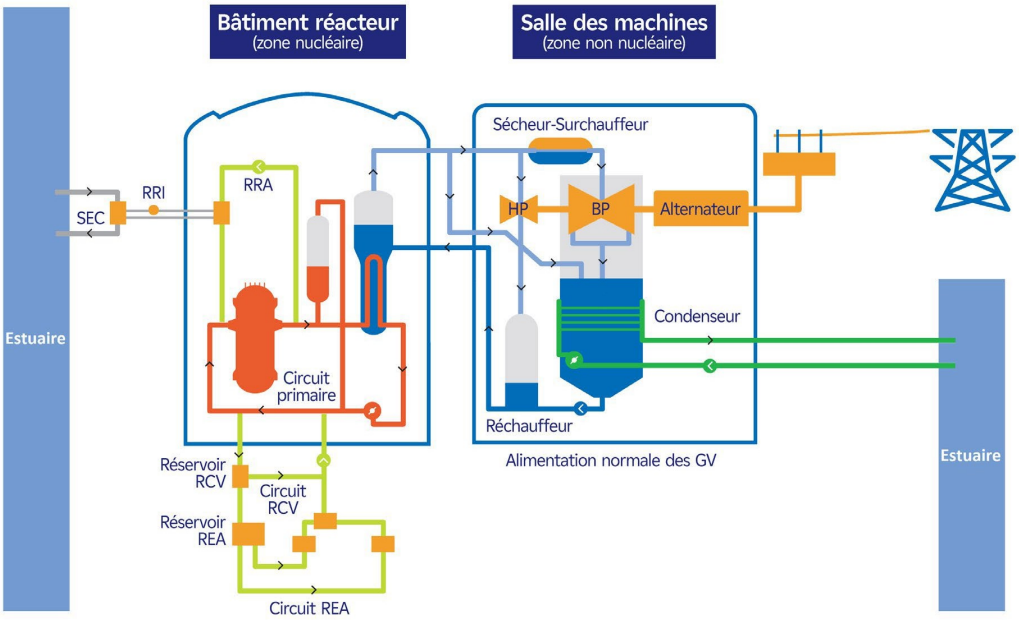


Abbildung 9. Schematische Darstellung eines Reaktors im Normalbetrieb: die wichtigsten Hilfskreisläufe

Im Störfall erfolgt die Brennstoffkühlung durch:

- die Dampferzeuger (GV) und anschließend durch den Reaktorkühlkreislauf im Stillstand (RRA), während der Primärkreislauf abkühlt und druckentlastet wird,
- und im Falle eines Bruchs im Primärkreislauf greift das Sicherheitsinjektionssystem (RIS) ein, um den Wasserverlust auszugleichen und die Kühlung des Reaktorkerns fortzusetzen. Das Sprühsystem des Sicherheitsbehälters (EAS) dient dazu, den durch die Verdampfung des Wassers aus dem Primärkreislauf im Inneren des Sicherheitsbehälters (BR) verursachten Druck zu reduzieren.

In einer Situation extremer natürlicher äußerer Einwirkungen, der sogenannten „Hard-Core"-Situation, kann es in der Anlage zu Betriebsausfällen bestimmter Anlagen kommen, beispielsweise im Zusammenhang mit den Stromquellen und/oder den Kühlsystemen, die an die Kältequelle (Mündung der Gironde) angeschlossen sind.

In diesem Fall übernehmen die Anlagen des „harten Kerns", die für die Folgen solcher Extremsituationen qualifiziert und robust ausgelegt sind, weiterhin die Sicherheitsfunktionen.

In diesen Extremsituationen ist ein Teil der Notstromversorgung der Dampferzeuger für „Hard-Core"-Situationen qualifiziert, um die Funktion der **Sekundärkühlung des „Hard-Core" (ASG-ND)** sicherzustellen**.** Letztere wird elektrisch vom **Notstromdiesel (DUS)** gespeist und ist mit der **diversifizierten Wasserquelle (SEG)** verbunden, die dann die Rolle einer Ersatzkältequelle übernimmt.

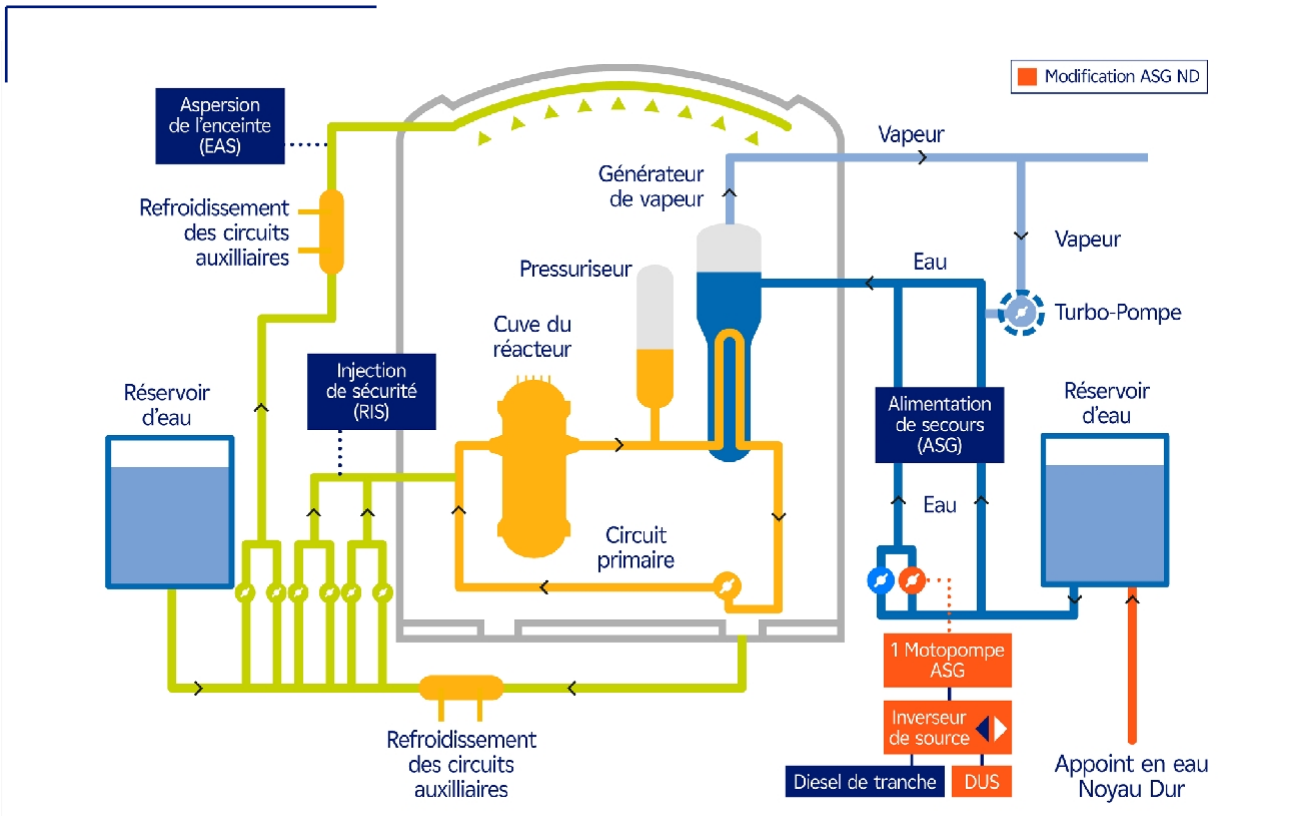


Abbildung 10. Schematische Darstellung der Integration der ASG-ND-Modifikation

3.3.3. Sicherheit im Brennelementgebäude

Das Lagerbecken des Brennelementgebäudes (BK) nimmt neue Brennelemente vor deren Einladung in den Reaktor sowie bereits verwendete Brennelemente auf, die auf ihre Entnahme oder eine erneute Beladung warten.

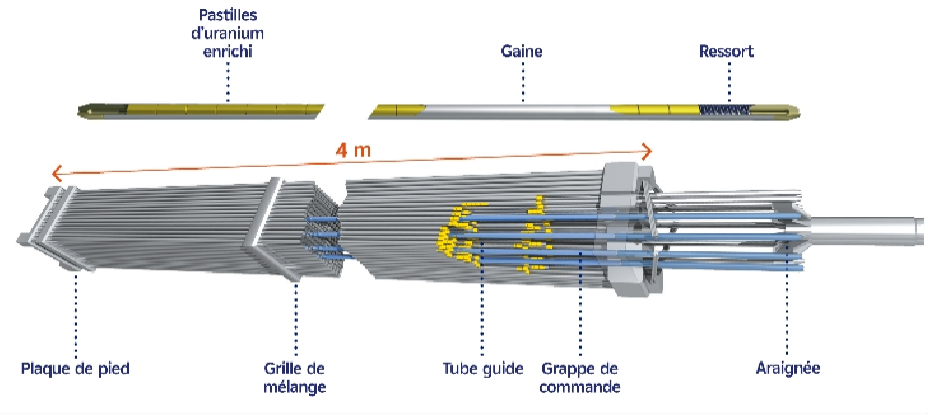


Abbildung 11. Schematische Darstellung eines Brennelements



Abbildung 12. Foto eines Brennelement-Lagerbeckens im Brennelementgebäude

Im Normalbetrieb:

- Die Restwärme der im Lagerbecken gelagerten abgebrannten Brennelemente wird über das Wasserbehandlungs- und -kühlsystem der Lagerbecken (PTR) abgeführt, das über den Zwischenkühlkreislauf (RRI) und den Not-Rohwasserkreislauf (SEC) durch die Kältequelle (Gironde-Mündung) gekühlt wird. Das PTR-System besteht aus zwei getrennten, elektrisch abgesicherten Kreisläufen (Pumpe, Wärmetauscher), die die Temperatur des Beckens ständig unter 50 °C halten.
- Das Lagerbecken des Brennstoffgebäudes (BK) kann über die Transferleitung mit dem Becken des Reaktorgebäudes (BR) verbunden werden, beispielsweise während der Beladung und Entladung des Reaktors. Auf der Seite des Reaktorgebäudes wird die Kühlung durch den Reaktorstillstandskühlkreislauf (RRA) gewährleistet, der seinerseits über die RRI- und SEC-Kreisläufe durch die Kältequelle (Mündung der Gironde) gekühlt wird.

In Stör- oder Unfallsituationen:

- Wenn der gesamte Reaktorbrennstoff in das Lagerbecken des Brennstoffgebäudes entladen wird, kann der Ausfall einer der beiden Pumpen oder eines der beiden Wärmetauscher zu einem Anstieg der Wassertemperatur im Lagerbecken auf über 50 °C führen. In diesem Fall wird die Kühlung aufrechterhalten, ohne dass es zum Sieden kommt;
- Situationen einer unbeabsichtigten Entleerung des Beckens führen zur automatischen Absperrung der Ansaugleitung des Kühlkreislaufs, um die Brennelemente unter Wasser zu halten,
- Bei einem vollständigen Ausfall der Kühlung durch das PTR-System ist eine Nachspeisung des Schwimmbeckens über das Feuerlöschnetz oder das Entmineralisierungssystem möglich, um die Verdunstung auszugleichen. Die Kühlung des Brennstoffs ist ordnungsgemäß gewährleistet, da die Brennelemente auch im Falle eines Siedens des Schwimmbeckenwassers unter Wasser bleiben.

In Situationen extremer äußerer Einwirkungen, den sogenannten „Hard-Core"-Situationen, kann es zu Betriebsausfällen bestimmter Anlagenkomponenten kommen, die möglicherweise mit einem vollständigen Kühlverlust einhergehen. In diesem Fall übernehmen die für die „Hard-Core"-Situationen qualifizierten und robusten Anlagenkomponenten, die den Folgen solcher Extremsituationen standhalten, weiterhin die Sicherheitsfunktionen. In diesen Extremsituationen:

- Die diversifizierte Wasserquelle (SEG) ermöglicht es, die Nachspeisung des BK-Beckens durch Wasser- und Stromressourcen zu ergänzen, die unabhängig von den anderen Ressourcen des Blocks sind. Diese Nachspeisung gleicht die Verdunstung aus und die Kühlung der Brennelemente aufrechtzuerhalten, indem diese unter Wasser gehalten werden; PROPOSÉ
- Langfristig ermöglicht das zusätzliche Kühlsystem (PTR *bis*) die Rückkehr zu einem Zustand, in dem das Lagerbecken des Brennstoffgebäudes gekühlt wird und das Sieden gestoppt ist. RÉALISÉ

3.3.4. Sicherheit im Falle einer Kernschmelze

Ein längerer Ausfall der Reaktorkernkühlung kann bei fehlendem Wasser im Reaktorbehälter zu Unfällen mit Brennstoffschmelze führen. Tatsächlich könnte der Brennstoff im Reaktorbehälter Temperaturen erreichen, die zum Schmelzen des ihn bildenden Metalls (Brennstofftabletten und Hüllen), aber auch des umgebenden Metalls (Regelstäbe oder Strukturen) führen, bis hin zu einem möglichen Durchbruch des Behälterbodens.

Das aus diesem Prozess entstehende Metallagglomerat in Form einer zähflüssigen Masse wird als **Corium** bezeichnet.

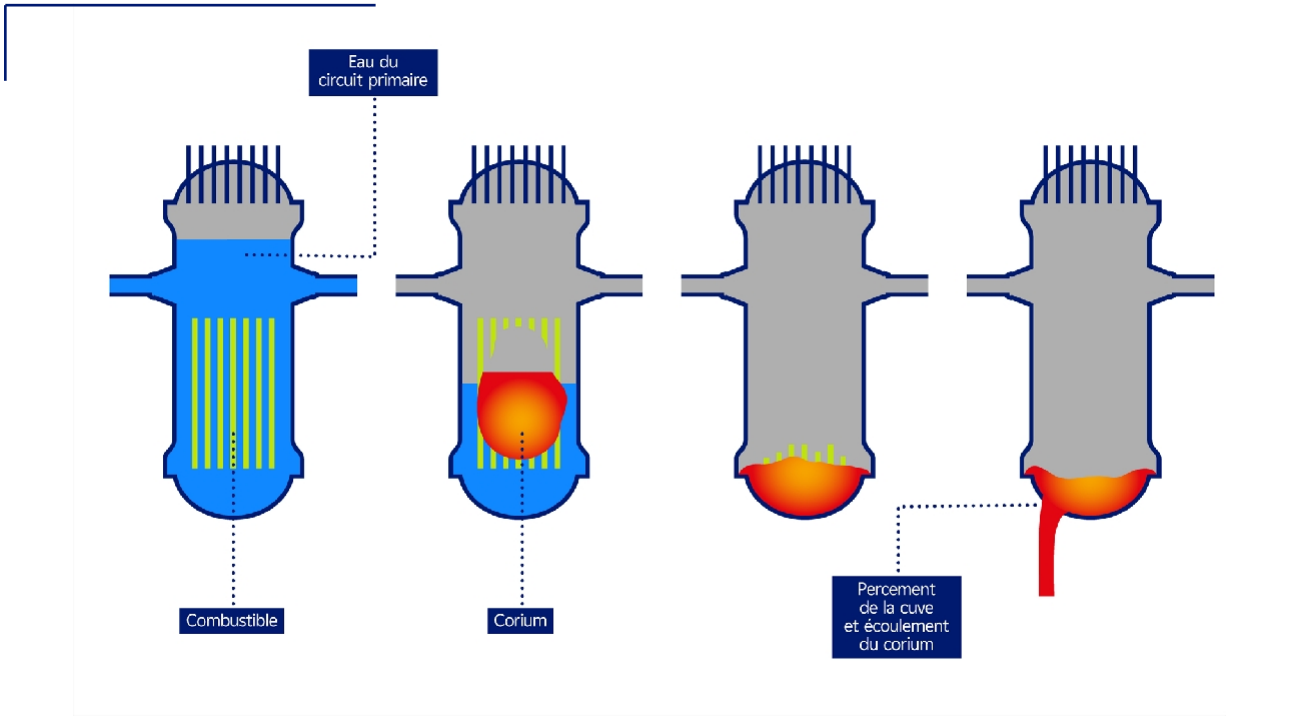


Abbildung 13. Schematische Darstellung des Reaktorschädigungsprozesses bei einem Brennstoffschmelzunfall

In dieser Situation sind die ersten beiden Sicherheitsbarrieren beschädigt, und das Sicherheitsziel besteht nun darin, die Dichtheit der dritten Barriere, des Sicherheitsbehälters, aufrechtzuerhalten, um die Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umwelt zu verhindern.

Die Strategie zur Bewältigung von Unfällen mit Kernschmelze orientiert sich am beim EPR umgesetzten Ansatz. Sie zielt darauf ab, das Corium „trocken“, d. h. ohne Wasser, auf dem Boden des Reaktorgebäudes, der Fundamentplatte, ausbreiten zu lassen. So verteilt bietet es eine große Austauschfläche und kann durch die Zufuhr von boriertem Wasser stabilisiert werden, das es kühlt und schließlich die gesamte ausgebreitete Coriumschicht verfestigt. Diese Strategie zielt darauf ab:

- sicherzustellen, dass die Fundamentplatte des Reaktorgebäudes nicht durchbrochen wird. Denn das Corium führt, wenn es nicht stabilisiert wird, zu einer Erosion der Fundamentplatte,
- den langsamen Druckaufbau im Sicherheitsbehälter zu begrenzen und somit das Öffnen der gefilterten Entlüftungsöffnung des Sicherheitsbehälters zur Druckentlastung auszuschließen,

- die physikalischen Phänomene bei einem Unfall mit Kernschmelze (insbesondere das Risiko einer Wasserstoffverbrennung) unter Kontrolle zu halten. Somit sind die in VD4 für den Reaktor Nr. 3 in Blayais „umgesetzten" Maßnahmen:
  - die Schaffung eines Bereichs zur trockenen Ausbreitung des Coriums innerhalb einer speziellen Auffangzone unterhalb des Reaktorbehälters: der Bereich „Puits de Cuve" und der in dessen Verlängerung liegende Instrumentenraum des Reaktorkerns, RÉALISÉ
  - die Einrichtung eines passiven Corium-Flutungssystems, bestehend aus einer Vorrichtung mit passiven Klappen, die das zuvor über das Sprühsystem des EAS-Sicherheitsbehälters – unterstützt durch die beiden Blockdiesel – in die Sammelbecken des Reaktorgebäudes eingeleitete Wasser freigeben, oder, für Extremsituationen, die neue „Nouau Dur"-Vorrichtung EAS-ND, die durch den Notstromdiesel (DUS) versorgt wird. RÉALISÉ

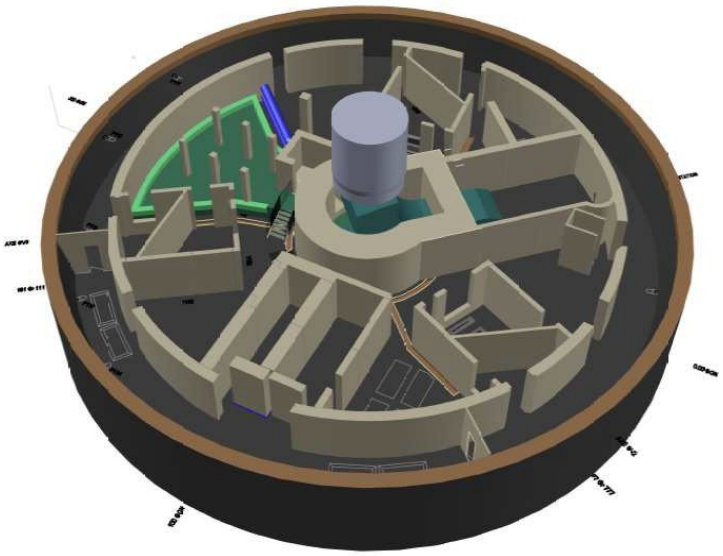


Abbildung 14. Schematische Darstellung der Räume (Reaktorkesselgrube und Kerninstrumentierungsraum) , die zur Verteilung des Coriums genutzt werden

Mit diesen Vorkehrungen zeigen die durchgeführten Untersuchungen für den Reaktor Nr. 3 des Kernkraftwerks Blayais, dass die Betonerosion durch das Corium angesichts der Dicke der Fundamentplatte des Reaktorgebäudes begrenzt bleiben wird.



4. Volet « risques » du réexamen de Blayais 3

EDF-Kernkraftwerk Blayais, Gironde
© Copyright EDF – Yohan Espiaube

4.1. Konformität der Anlage

Vor der Umsetzung von Maßnahmen zur Verbesserung der Sicherheit stellt EDF sicher, dass die Anlagen den für sie geltenden Vorschriften entsprechen.

Ergänzend zur Behebung von Konformitätsabweichungen, die während des Betriebs der Anlage festgestellt wurden, setzt EDF im Rahmen der regelmäßigen Überprüfungen umfangreiche Maßnahmen zur Überprüfung der Konformität der Anlagen ein:

- Konformitätsmanagement,
- Konformitätsprüfung der Blöcke (ECOT),
- Programm für ergänzende Untersuchungen (PIC),
- Programm zur Überprüfung der Systemkonformität,
- Sonderprüfungen.

Diese Maßnahmen führen zu Maßnahmen, die im Rahmen der erneuten Überprüfung umgesetzt werden.

4.1.1. Konformitätsmanagement

EDF verfügt über eine Organisation, die es ihr ermöglicht, Abweichungen von den Erwartungen zu erkennen, sei es bei Ausrüstung oder bei Tätigkeiten. Diese werden analysiert, um entsprechend ihrer Bedeutung im Hinblick auf die geschützten Interessen geeignete Maßnahmen zu ergreifen, insbesondere wenn die festgestellte Situation eine Abweichung im Sinne des Erlasses [INB10] darstellt.

Anlässlich der regelmäßigen Überprüfungen erstellt EDF eine Bestandsaufnahme der Abweichungen und überprüft, ob alle Feststellungen und Konformitätsabweichungen vor und während der zehnjährigen Inspektion durch materielle und betriebliche Maßnahmen untersucht und gegebenenfalls behoben wurden. Bei besonderen Schwierigkeiten bei der Behebung einer Abweichung, die Auswirkungen auf die Sicherheit hat, begründet EDF von Fall zu Fall die Akzeptanz der Situation, schlägt bei Bedarf Ausgleichsmaßnahmen vor und verpflichtet sich zu einem Termin für die Behebung.

Für Blayais 3 wurden alle Konformitätsabweichungen, die Gegenstand eines sicherheitsrelevanten Ereignisses (ESS) der Stufe 1 oder höher auf der INES-Skala waren, bis auf eine Maßnahme, die eine Begutachtung durch den Hersteller der Messkette 3 RPN 014 MA erfordert, vollständig behoben.

Die für die Umwelt bedeutenden Ereignisse (ESE) im Zusammenhang mit der Flüssigkeitseindämmung wurden behandelt, und für zwei Situationen wurden Maßnahmen umgesetzt. Die erste betrifft das Vorhandensein von tritiumhaltigen Abwässern, die 2018 unter dem gemeinsamen Hilfsgebäude für die Reaktoren 3 und 4 (BAN 8) festgestellt wurden. Es wurden Reparaturarbeiten an einem durchgehenden Riss in einer CRF-Kammer sowie Gutachten durchgeführt. Anschließend wurde eine Überwachung eingerichtet. Darüber hinaus laufen derzeit Untersuchungen zur Herkunft der Abwässer in den Entwässerungsrinnen der BAN 8 und 9 (gemeinsames Gebäude für nukleare Hilfsanlagen der Reaktoren 1 und 2) sowie Korrekturmaßnahmen an der Anlage. Die Überwachung des Grundwassers ergibt, dass die Situation den Vorgaben entspricht. Der zweite Vorfall, der 2018 gemeldet wurde, betrifft eine Überschreitung der Kohlenwasserstoffkonzentration in der Nähe von Reaktor 1 und Reaktor 3. Es wurden Folgemaßnahmen und Tests zum biologischen Abbau durchgeführt, und als Behandlungslösung wurde die passive Abschöpfung gewählt, die fortgesetzt wird, um die Kohlenwasserstoffe abzubauen.

4.1.2. Die Konformitätsprüfung der Blöcke (ECOT)

Die ECOT ist eine ergänzende Maßnahme zu den Betriebsvorschriften wie den regelmäßigen Prüfungen (EP), den Basisprogrammen zur vorbeugenden Instandhaltung (PBMP) oder den Requalifizierungsprüfungen (ER) nach Instandhaltungsmaßnahmen.

Ziel der ECOT ist es, die Konformität anhand einer Liste von kritischen Themen zu überprüfen, basierend auf:

- vor Ort durchgeführten Kontrollen durch den Betreiber vor und während der zehnjährigen Inspektion,
- einer Prüfung der Betriebsunterlagen, der Kontroll- oder Prüfprogramme, der Betriebsanweisungen und Richtlinien sowie der zugehörigen Pläne und Schemata.

Für die vierte [e]regelmäßige Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren hat EDF den Prüfumfang der ECOT erweitert und etwa fünfzehn Kontrollthemen ausgewählt, darunter: Bauwesen, Qualifizierung der Ausrüstung unter Unfallbedingungen sowie Brand- und Überschwemmungsrisiken.

Es wurden Vor-Ort-Besichtigungen an Anlagen durchgeführt, die zur Aufrechterhaltung des sicheren Betriebszustands des Reaktors beitragen, wie beispielsweise die Kühlpumpen des Primär- und Sekundärkreislaufs des Reaktors oder die Notstromdieselaggregate.

Bei Blayais 3 betrafen die während der ECOT festgestellten Abweichungen hauptsächlich die Verankerungen; sie wurden alle behoben (Beispiel: Austausch oder Instandsetzung von Verankerungen).

[10] Verordnung vom 7. Februar 2012 zur Festlegung der allgemeinen Vorschriften für kerntechnische Basisanlagen (INB)

4.1.3. Das Programm für ergänzende Untersuchungen (PIC)

Ziel des PIC ist es, die bereits durchgeführten vorbeugenden Instandhaltungsmaßnahmen zu konsolidieren, indem sichergestellt wird, dass keine Verschlechterung an nicht überwachten Anlagen vorliegt, da diese weniger anfällig für Beschädigungen sind. Zu diesem Zweck werden während der VD4 der Blöcke der 900-MWe-Baureihe Stichprobenkontrollen durchgeführt. Von einer Verschlechterung betroffene Anlagen werden wieder in den konformen Zustand versetzt; das Instandhaltungshandbuch wird angepasst.

Im Rahmen der 4 periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren wurden folgende Bereiche für das PIC ausgewählt:

- die mechanischen Komponenten des Primär- und Sekundärkreislaufs,
- sonstige mechanische Anlagen: Rohrleitungen, Abdeckungen, Wärmetauscher, Pumpen, Ventile,
- Tiefbau und Sicherheitsbehälter.

Für Blayais 3 bestanden die Maßnahmen darin, die Regenwasserabläufe des Reaktorgebäudes sowie die Regenwasserabflussstellen und die torische Wasserdurchführung zu überprüfen. Die festgestellten Abweichungen wurden analysiert, und ihre Beibehaltung konnte begründet werden. Diese Abweichungen beeinträchtigen weder den Betrieb noch die Verfügbarkeit der Regenwasserabläufe. Bei diesen Kontrollen wurden keine Abweichungen festgestellt.

4.1.4. Die Systemkonformitätsprüfungen

Ziel ist es, Konformitätsprüfungen der Reaktorkern-Sicherheitssysteme und der damit verbundenen, für die Sicherheit wichtigen Unterstützungssysteme durchzuführen, deren Auslegungsstudien seit der Inbetriebnahme der Anlagen nicht erneut überprüft wurden.

Im Rahmen der 4 periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren hat EDF Konformitätsprüfungen der folgenden Systeme durchgeführt:



- Systeme im Zusammenhang mit der Kühlung und dem Schutz des Reaktorkerns oder des im Brennelementbecken des Brennelementgebäudes gelagerten Brennstoffs. Diese Überprüfungen wurden auf wichtige unterstützende Funktionen ausgeweitet, wie beispielsweise solche, die zur Kühlung beitragen,
- Stromquellen: Diese Überprüfung, die darauf abzielte, die Zuverlässigkeit der bestehenden Stromquellen zu gewährleisten, konzentrierte sich auf die Integration neuer Anlagen, die im Rahmen der Maßnahmen nach Fukushima errichtet wurden (siehe § 4.2.1), insbesondere den funktionalen Ersatz des Notstromturbogenerators durch die Notdieselaggregate (DUS) sowie die Absicherung des DUS von Blayais 3 durch das DUS des benachbarten Reaktors (Blayais 4),
- Lüftungssysteme, um sicherzustellen, dass deren Leistung den Anforderungen der Sicherheitsrichtlinien für „Grand Chaud“, „Grand Froid“ und das Risiko einer internen Explosion entspricht.

Diese Überprüfungen führten zu umfangreichen Überprüfungsarbeiten, insbesondere hinsichtlich der Kohärenz der Sicherheitsrichtlinien, der Einstufung bestimmter Ausrüstungen und der allgemeinen Betriebsvorschriften unter Berücksichtigung der sukzessiven Entwicklungen während der 40-jährigen Betriebszeit.

Was die Kühlung des Reaktorkerns betrifft, so beruht die Wasserumwälzung im Störfall auf dem Sicherheitsinjektionssystem des Primärkreislaufs und dem Sprühsystem des Sicherheitsbehälters. Die entsprechende Überprüfung hat die einwandfreie Funktion aller Systeme und Anlagen nachgewiesen, die direkt oder indirekt an dieser Funktion beteiligt sind.

Darüber hinaus hat sich EDF verpflichtet, die Menge an Trümmerteilen zu begrenzen, die im Falle eines Bruchs im Primärkreislauf vom Wasser mitgeführt werden könnten. Der Austausch von faserartigen Wärmedämmungen durch metallische Wärmedämmungen trägt insbesondere dazu bei, das
Risiko einer Verstopfung, die den Wasserumlauf im Reaktorgebäude beeinträchtigen könnte. Der Austausch der faserartigen Wärmedämmungen am Block 3 des Kernkraftwerks Blayais ist zu etwa 70 % abgeschlossen und wird 2026 endgültig abgeschlossen sein.

4.1.5. Sonderprüfungen

Sonderprüfungen werden vor Ort, am Simulator oder im Labor zusätzlich zu den regelmäßigen Prüfungen und den zehnjährigen Prüfungen durchgeführt, um:

- die Vollständigkeitsanalyse der während des Betriebs durchgeführten regelmäßigen Prüfungen zu bestätigen: zum Beispiel den Langzeitbetrieb der Dieselmotoren, der Pumpen des Sprühkreislaufs des Reaktorgebäudes (EAS) und der Druckluftkreisläufe (SAR),
- die Modellannahmen und die Qualifizierung der wissenschaftlichen Berechnungswerkzeuge zu untermauern: zum Beispiel thermische Untersuchungen oder neutronische Berechnungen,
- die ordnungsgemäße Umsetzung der wesentlichen Bestimmungen der Überprüfung zusätzlich zu den durchgeführten Requalifizierungen zu überprüfen: elektrische Verteilung, „Hard Core“-System zur Kühlung des Coriums im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze (EAS-ND), „Hard Core“-System zur Notwasserversorgung der Dampferzeuger (ASG-ND), …

Diese speziellen Versuche werden nur einmal an einem Reaktor für alle Reaktoren derselben Baureihe durchgeführt.

4.2. Neubewertung des nuklearen Sicherheitsniveaus

Die Studien zur Neubewertung des nuklearen Sicherheitsniveaus zielen darauf ab, den Schutz vor den Risiken der Anlage (Störfälle und Unfälle) zu verbessern, indem neue Anforderungen in das Regelwerk integriert werden, die sich ergeben aus:

- dem Vergleich der geltenden Anforderungen mit denen, die für neuere kerntechnische Anlagen gelten,
- der kontinuierlichen Auswertung sicherheitsrelevanter Erkenntnisse aus nationalen und internationalen Erfahrungsberichten,
- aus dem Wissensfortschritt, einschließlich der Erkenntnisse zum Klimawandel und seinen Auswirkungen.

Diese neuen Anforderungen können EDF dazu veranlassen, Maßnahmen zur Änderung der Anlagen und ihres Betriebs vorzuschlagen.

Diese Neubewertung wurde anhand von Zielen strukturiert, die in vier große Sicherheitsthemenbereiche unterteilt sind:

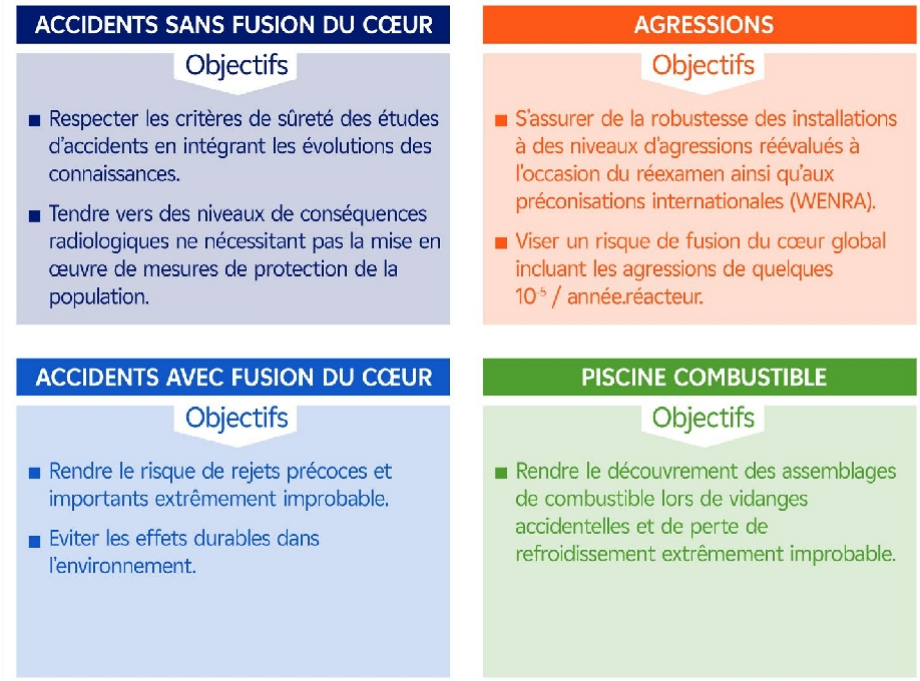


Abbildung 15. Die vier großen Sicherheitsbereiche

Deterministische und probabilistische Untersuchungen
Der Nachweis der Sicherheit französischer Kernreaktoren stützt sich im Wesentlichen auf einen deterministischen Ansatz, d. h., die Auslegungsmaßnahmen werden durch die Untersuchung einer Liste hypothetischer Unfallszenarien und durch die Anwendung „vorsichtiger" Regeln und Kriterien begründet, die Vorsorgemargen beinhalten.
Ergänzt wird dieser Ansatz durch die Durchführung probabilistischer Sicherheitsanalysen (EPS), die es ermöglichen, die mit kerntechnischen Anlagen verbundenen Risiken hinsichtlich der Häufigkeit der zu befürchtenden Ereignisse und ihrer Folgen zu bewerten.

Angesichts des umfangreichen Umfangs an materiellen und dokumentarischen Änderungen im Rahmen des Programms zur 4 periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren führt EDF eine übergreifende Analyse der Auswirkungen dieser Änderungen durch; diese betrifft:

- Personal: Analyse der sozio-organisatorischen und menschlichen Auswirkungen an den Standorten,
- Anlage: Analyse der Vollständigkeit der Tests zur Neuklassifizierung der Anlage nach Einarbeitung der Änderungen.

Nach einer Zusammenfassung der Beiträge der „Hard Core"-Bestimmungen zu den Zielen der Neubewertung des Sicherheitsniveaus werden in den folgenden Abschnitten die wichtigsten Bestimmungen vorgestellt, die den festgelegten Zielen in den vier oben genannten großen Sicherheitsthemenbereichen entsprechen.

4.2.1. Die wichtigsten „Noyau Dur“-Maßnahmen

Die Maßnahmen zur Verstärkung der Kernkraftwerke des EDF-Bestands im Anschluss an den Unfall im Kernkraftwerk Fukushima Daiichi im März 2011 wurden im Rahmen der Neubewertung des Sicherheitsniveaus bei der 4 periodischen Überprüfung von Blayais 3 berücksichtigt. Nachfolgend werden die wichtigsten Bestimmungen des sogenannten „Noyau Dur“ (*siehe* § 3.3) zusammengefasst

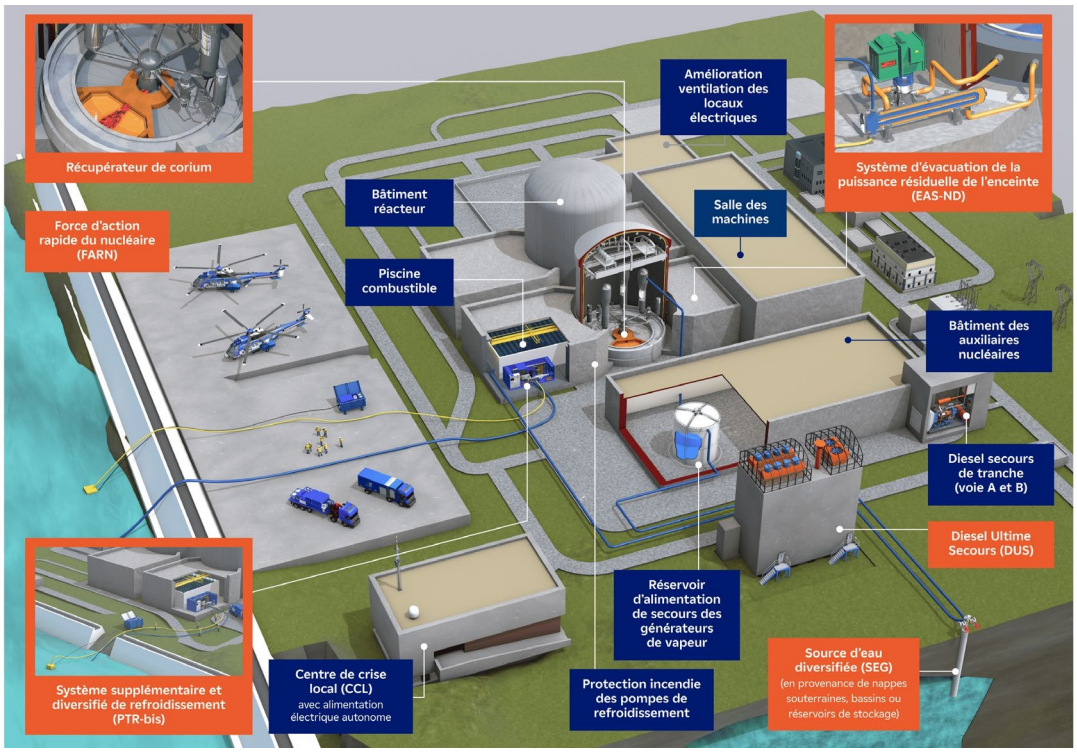


Abbildung 16. Schematische Darstellung der wichtigsten Maßnahmen des „Noyau Dur“

Schnelleinsatzgruppe für den Nuklearbereich (FARN): Teams, die für den Transport der materiellen und personellen Ressourcen zuständig sind, um die Teams des Kraftwerks bei der Bewältigung einer Notfallsituation zu unterstützen. RÉALISÉ

Notstromdieselaggregate (DUS): eine zusätzliche Stromversorgung für jeden Reaktor für den Fall eines Ausfalls aller Stromquellen. RÉALISÉ

Diversifizierte Wasserversorgung (SEG): ermöglicht die Kühlung des Reaktors (über das Sekundärkühlsystem) und des Lagerbeckens. RÉALISÉ

Diversifizierung der Kühlung des Brennelement-Lagerbeckens (PTR *bis*). RÉALISÉ

EAS-ND: Vorrichtung, die das Überfluten des Coriums und die Ableitung der Restleistung aus dem Sicherheitsbehälter ermöglicht, ohne dass die Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Sicherheitsbehälters geöffnet werden muss. RÉALISÉ

Mobile, diversifizierte Kaltquelle: Kühlkreislauf für die Maßnahmen EAS-ND oder PTR *bis*, der über die FARN zugeführt wird. RÉALISÉ

Stabilisierung des Coriums: Vorrichtung am Boden des Reaktorgebäudes, um den geschmolzenen Reaktorkern auf der Fundamentplatte des Gebäudes zu halten. RÉALISÉ

Sekundärkühlung „Noyau Dur“: Verstärkung der Notstromversorgung der Dampferzeuger gegen extreme Belastungen, um die Ableitung der Leistung aus dem Sicherheitsbehälter zu ermöglichen.

Lokales Krisenzentrum (CCL): Gebäude, das die langfristige Bewältigung einer Notfallsituation ermöglicht und im Krisenfall über ausreichende Zugänglichkeit, Autonomie und geeignete Bewohnbarkeit verfügt.



Diese „Hard Core“-Maßnahmen tragen dazu bei, die verschiedenen Ziele der vier Themenbereiche der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Generationsstufe zu erfüllen.

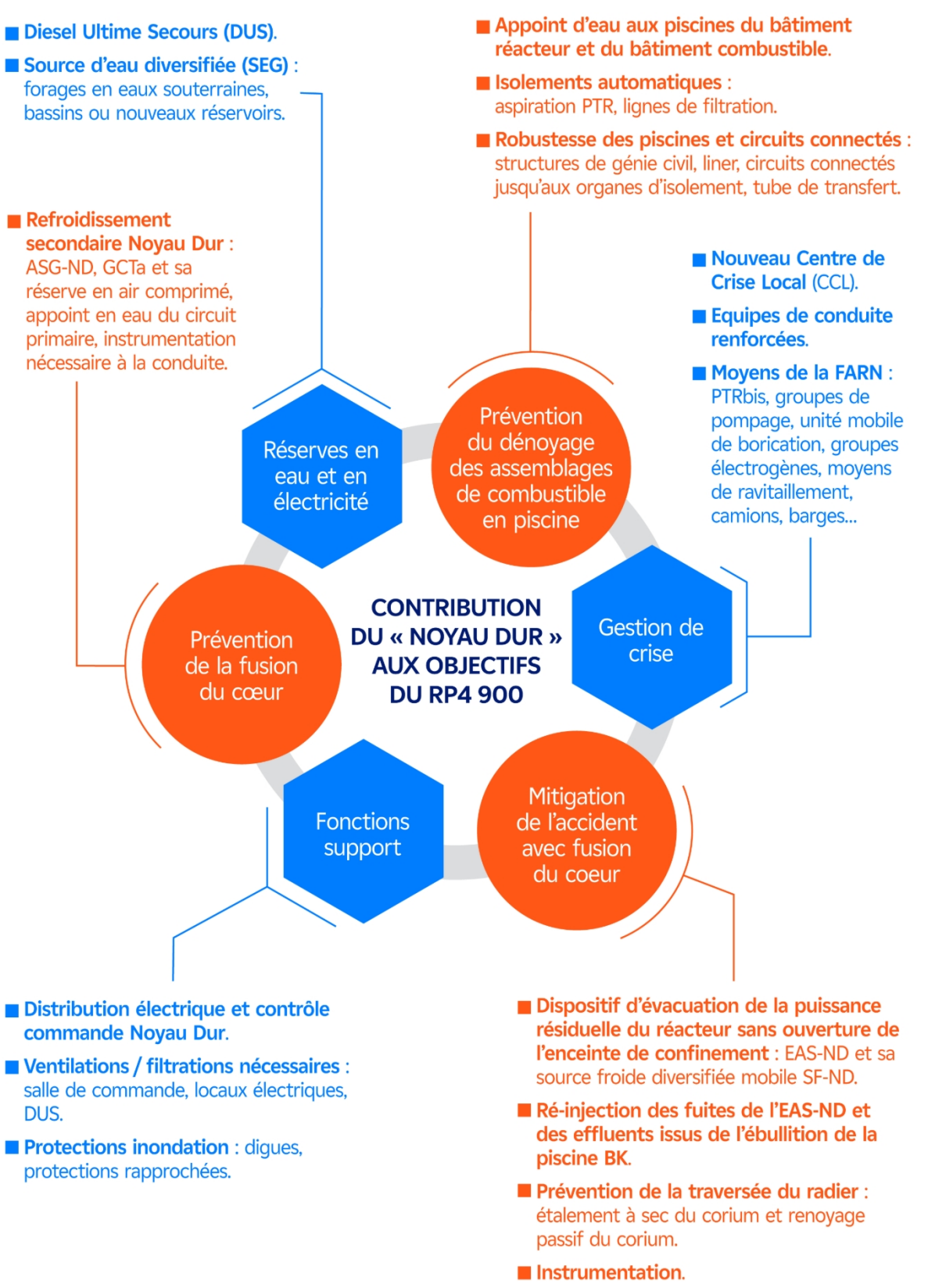


Abbildung 17. Die wichtigsten „Noyau Dur"-Maßnahmen (ND), gegliedert nach den großen Sicherheitsbereichen

4.2.2. *Unfälle ohne Kernschmelze*

4.2.2.1. Allgemeiner Rahmen des Themenbereichs

Anlässlich der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren wurden die Unfallstudien des Sicherheitsberichts unter Berücksichtigung des aktuellen Stands der Erkenntnisse und Praktiken überprüft.

Um die Einhaltung der Sicherheitskriterien zu überprüfen und ein Ausmaß an radiologischen Folgen anzustreben, das keine Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung erfordert, werden zwei Arten von Studien durchgeführt:

- Studien zu deterministisch angenommenen Unfallszenarien; insbesondere ermöglichte eine Übung zur Übertragung der Unfallsituationen und Reaktionszeiten der für den Reaktorbetrieb zuständigen Bediener, die beim EPR FLA 3 berücksichtigt wurden, die Überprüfung des ordnungsgemäßen Verhaltens der an den 900-MWe-Reaktoren verfügbaren Schutzmaßnahmen;
- probabilistische Sicherheitsstudien zum Risiko einer Kernschmelze, deren Ergebnisse eine Verbesserung gegenüber der 3. periodischen Überprüfung mit einer deutlichen Verringerung des Risikos einer Kernschmelze zeigen.

4.2.2.2. Veranschaulichung der wichtigsten Maßnahmen

Aufstockung der Wasserressourcen zur Ableitung der Reaktorleistung



Wiederbefüllung des ASG-Behälters über das Feuerlöschnetz

Pädagogische Elemente

Im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren haben aktualisierte thermohydraulische Studien unter Einbeziehung konservativerer Annahmen gezeigt, dass in bestimmten Unfallsituationen (Unfälle durch Bruch von Dampfleitungen oder Dampferzeugerrohren) das im Notversorgungsbehälter der Dampferzeuger (ASG) verfügbare Wasser nicht mehr ausreicht, um den Reaktor in einen sicheren Zustand zu bringen. Da die verschiedenen vorhandenen Nachspeisemöglichkeiten in diesen Situationen nicht genutzt werden können (Kumulierung von erschwerenden Faktoren, ungeeignete Sicherheitsanforderungen ...), strebt EDF daher eine Erhöhung der Wasserressourcen an.

Beschreibung der Anlage

Die Anordnung sieht vor, den ASG-Behälter über das Feuerlöschnetz zu befüllen, indem eine Verbindung zwischen dem Feuerlöschnetz mit seinen Wasserreserven und der Zuleitung zum ASG-Behälter hergestellt wird. Ein Filter begrenzt den Gehalt an Schwebeteilchen im Löschwasser, um den ordnungsgemäßen Betrieb der ASG-Pumpen zu gewährleisten.

Verringerung der radiologischen Folgen im Falle eines Unfalls

Im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren verfolgt EDF – wie bereits bei den Reaktoren der 3. Generation – das Ziel, die Exposition der Bevölkerung gegenüber ionisierender Strahlung im Falle eines Unfalls ohne Kernschmelze auf ein Niveau zu senken , die so niedrig sind, dass keine Notfallmaßnahmen zum Schutz der Bevölkerung erforderlich wären11.

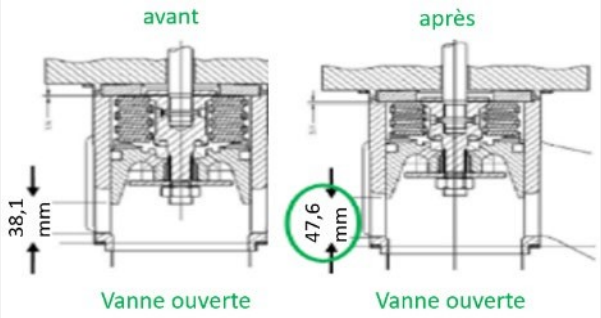
RÉALISÉ

Um dieses Ziel für den schwerwiegendsten Fall zu erreichen, nämlich den Unfall mit einem Bruch eines Dampferzeugerrohrs (RTGV) bei gleichzeitig möglicher Freisetzung in die Atmosphäre durch das Versagen eines Ventils, werden folgende Maßnahmen umgesetzt:

Erhöhung der Durchflussmengen der Dampfablassventile

Pädagogische Aspekte

Der als GCTa bezeichnete Kreislauf dient dazu, den von den Dampferzeugern erzeugten Dampf direkt in die Atmosphäre abzuführen; er ermöglicht die Steuerung der Reaktorkühlung durch die Dampferzeuger, wenn der erzeugte Dampf nicht ausreicht, um die Turbine anzutreiben, oder wenn die Turbine nicht verfügbar ist. Er wird somit bei jedem Abschalten oder Anfahren genutzt. Er wird auch in Stör- oder Unfallsituationen zur Kühlung des Reaktors eingesetzt.



Beschreibung des Aufbaus

Im Falle eines Unfalls wird, um die Dauer des Unfalls und die damit verbundenen möglichen radioaktiven Freisetzungen zu begrenzen, die Kapazität der GCTa-Ventile zur Ableitung von Dampf in die Atmosphäre erhöht, um den Reaktor schneller zu kühlen. Zu diesem Zweck wird der interne Aufbau des GCTa-Ventils verändert.

Senkung des Radioaktivitätsgrenzwerts für das Wasser des Primärkreislaufs

Beschreibung der Maßnahme

Durch betriebliche Maßnahmen wird die maximale Jod-131-Konzentration im Wasser des Primärkreislaufs bei Leistungstransienten von 150 auf 80 GBq/t gesenkt.

Diese Maßnahme ermöglicht es, die Aktivität möglicher radioaktiver Freisetzungen und deren radiologische Folgen (insbesondere Schilddrüsendosen) bei allen Unfällen ohne Brennstoffhüllenbruch zu reduzieren, einschließlich des schwerwiegendsten Unfalls, nämlich des Dampferzeugerrohrbruchs.

11 Eine Wirksdosis von 10 mSv für die Schutzmaßnahme, von 50 mSv für die Evakuierung und eine äquivalente Schilddrüsendosis von 50 mSv für die Verabreichung von stabilem Jod.

4.2.3. *Angriffe*

4.2.3.1. Allgemeiner Rahmen des Themas

Kernkraftwerke sind so ausgelegt, dass sie vor internen oder externen Einwirkungen geschützt sind, die auf natürliche Phänomene oder menschliche Aktivitäten zurückzuführen sind und zu Schäden an Strukturen, Systemen oder Komponenten führen könnten, die für die Sicherheitsfunktionen erforderlich sind.

Im Rahmen der Überprüfung wird das Ausmaß der Beeinträchtigungen unter Berücksichtigung des Stands der Technik und des aktuellen Wissensstands neu bewertet, insbesondere unter Einbeziehung der Schlussfolgerungen aus den Berichten des Zwischenstaatlichen Ausschusses für Klimawandel (IPCC).

Die Sicherheitsstudien zu „Einwirkungen" bestehen aus einem deterministischen Teil, dessen Ziel es ist, die Möglichkeit nachzuweisen, den Reaktor in einen sicheren Zustand zu versetzen und diesen dauerhaft aufrechtzuerhalten. Sie werden, sofern relevant, durch einen probabilistischen Teil (probabilistische Sicherheitsstudien, „EPS") ergänzt.

Die berücksichtigten Einwirkungen sind diejenigen, die in den Vorschriften (INB-Erlass) festgelegt sind:

- interne Einwirkungen: Brand, Explosion, Überschwemmung, Ausfall von Druckgeräten, Kollision und Herabfallen von Lasten, elektromagnetische Störungen, Freisetzung gefährlicher Stoffe, böswillige Handlungen,
- externe Einwirkungen (natürlicher oder vom Menschen verursachter Art): Erdbeben, extreme Wetter- oder Klimabedingungen (Überschwemmung, Schnee, Hitzewelle, extreme Kälte, starker Wind, Tornados), Einwirkungen durch Flüsse oder das Meer (Eisgang, Vereisung, Verstopfungen, Ölteppiche, Versandung, Niedrigwasser), Blitzschlag und elektromagnetische Störungen, Brand, industrielle Risiken in der Umgebung (Explosion, gefährliche Stoffe), versehentlicher Flugzeugabsturz, böswillige Handlungen.

Im Vergleich zur vorherigen Überprüfung wurden die Untersuchungen unter Berücksichtigung der von der WENRA[12] festgelegten internationalen Standards durchgeführt. In der Praxis werden die Anforderungen an die Sicherheitsanalyse dadurch noch strenger:

- Durchführung von Sensitivitätsanalysen, bei denen Ausfälle von Anlagen und Beeinträchtigungen kumulativ berücksichtigt werden,
- Berücksichtigung einer verzögerten Reaktionszeit des Betreibers,
- Analyse des Verhaltens der Anlage bei extremen klimatischen Einwirkungen, die seltener als einmal alle 10.000 Jahre auftreten.

Die Einführung des „Noyau Dur" im Rahmen der Überprüfung zur Bewältigung von Einwirkungen (Erdbeben, Überschwemmungen usw.) extremer Intensität, die über die bisher zugrunde gelegten Werte hinausgehen, trägt dazu bei, diesen Anforderungen an verstärkte Untersuchungen gerecht zu werden.

Was die sogenannten industriellen Risiken betrifft, die mit industriellen Aktivitäten in der Umgebung des Standorts zusammenhängen, führen die Besonderheiten der Umgebung des Kernkraftwerks Blayais dazu, dass nur die Risiken berücksichtigt werden, die mit dem externen Transport gefährlicher Güter über Verkehrswegen verbunden sind. Die ICPE-Anlagen und Rohrleitungen werden aufgrund ihrer Entfernung vom Kraftwerk und/oder des Fehlens einer Gefahrenquelle aus dem Untersuchungsbereich ausgeschlossen.

Anlässlich der 4ˑperiodischen Überprüfung ergab die Bewertung der Risiken für Blayais 3 im Zusammenhang mit dem Transport gefährlicher Güter auf den nahegelegenen Verkehrswegen, die auf einer Aktualisierung der Daten zum industriellen Umfeld basierte, keinen Bedarf an zusätzlichen Maßnahmen.

12 WENRA: Verband der Atomaufsichtsbehörden der westeuropäischen Länder (Western European Nuclear Regulators Association)

4.2.3.2. Veranschaulichung der wichtigsten Bestimmungen

Zum Schutz vor der Gefahr „Brand“:

- Umwicklung von Kabeln,
- Austausch bestimmter Ausrüstungen durch solche mit höherer Brandschutzklasse zur Verbesserung der Brandabschnittsbildung.

PROPOSÉ
PROPOSÉ

Verbesserung der Feuerbeständigkeit von Brandabschnittselementen oder Kabeln

Pädagogische Aspekte

Im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren besteht das Hauptziel zur Verbesserung der Sicherheitsanforderungen hinsichtlich Brandrisiken in der Überprüfung der Brandabschnittsbildung: Aufrechterhaltung der Verfügbarkeit mindestens einer redundanten Funktion. Der deterministische Ansatz wird durch einen probabilistischen Ansatz ergänzt, der eine umfassendere Bewertung der Robustheit der Anlage gegenüber einem Brand liefert.



Beispiel für den Schutz von Kabelkanälen

Beschreibung der Anordnung

Die geplanten Maßnahmen ermöglichen eine Verbesserung der Feuerbeständigkeit bestimmter Bauteile (Brandschutztüren, Brandabschnittselemente, Brandschutz für elektrische Kabel usw.) zu verbessern oder das Ausmaß bzw. die Intensität möglicher Brände zu verringern. Diese Maßnahmen bestehen insbesondere darin, Brandabschnittselemente (z. B. Brandschutztüren) durch Elemente mit höherer Feuerwiderstandsdauer zu ersetzen. Andere Maßnahmen bestehen darin, Kabel mit einer feuerfesten Umwicklung zu schützen. In bestimmten Fällen werden auch Maßnahmen ergriffen, um die Brandlasten zu verringern.

Zum Schutz vor der Gefahr einer „Explosion“:

- Verstärkung der Erdbebensicherheit des Lüftungssystems in den Batterieräumen, um das Risiko einer Wasserstoffansammlung zu vermeiden,
- Einbau eines passiven Wasserstoffrekombinators in einem sensiblen Raum, um die Bildung einer durch das Vorhandensein von Batterien bedingten explosionsfähigen Atmosphäre zu verhindern,
- Verdopplung der Wasserstoffdetektoren in den Räumen des Gebäudes für nukleare Hilfsanlagen (BAN).

RÉALISÉ
RÉALISÉ
RÉALISÉ

Zum Schutz vor dem Risiko „externe Überschwemmung“:

- Verstärkung des Perimeterschutzes, speziell für das Kernkraftwerk Blayais (*siehe unten*), RÉALISÉ
- Schutz vor Überflutung der Kraftwerksplattform durch Schwellen und Spundwände in Verbindung mit Betonmauern. RÉALISÉ

Verstärkung des Perimeterschutzes des Kernkraftwerks Blayais

Im Rahmen der Studien zur Neubewertung des Risikos einer Meeresüberflutung wurde für den Standort ein neuer maximaler Überlaufpegel (CMD) ermittelt. Diese Studien berücksichtigen Annahmen zum Anstieg des Meeresspiegels im Zusammenhang mit der globalen Erwärmung.

Um diesen neuen Anforderungen gerecht zu werden, wurde die Wellenbrecherwand entlang der Flussmündung auf einer Länge von etwa 1 km erhöht. Der das Gelände umgebende Deich wurde ebenfalls erhöht, um das Gelände vor einem möglichen Überlaufen der Flussmündung zu schützen. Dieser Deich ist etwa 3 km lang.



Peripherieschutz des Kernkraftwerks Blayais

Zum Schutz vor dem Risiko „Grands Chauds“:

Nach den Hitzewellen der Jahre 2003 und 2006 hat EDF das Projekt „Grands Chauds“ ins Leben gerufen, das darauf abzielt, die Temperaturentwicklungen bis zum Jahr 2030 abzudecken. Dabei wurden insbesondere zwei Lufttemperaturstufen definiert, denen die Anlagen standhalten müssen:

- die Langzeittemperatur (TLD), die anstelle der bei der ursprünglichen Auslegung berücksichtigten Temperaturen für Nachberechnungen zur Neudimensionierung herangezogen wird. Sie entspricht einer auf die nächsten 30 Jahre hochgerechneten Höchsttemperatur mit einem sehr hohen Abdeckungsgrad (in der Größenordnung von 98 %), bei der alle für die Sicherheit relevanten Komponenten akzeptable Umgebungsbedingungen aufweisen. Die für den Standort Blayais festgelegte Langzeittemperatur (TLD) der Luft beträgt 35 °C;
- die Ausnahmetemperatur (TE), die für Studien zur Hitzewellenbelastung verwendet wird, um die Grenzen des Betriebsbereichs festzulegen. Die für den Standort Blayais festgelegte Ausnahmetemperatur der Luft beträgt 43,6 °C.

Die wichtigsten Maßnahmen dieses Projekts wurden zwischen 2013 und 2017 umgesetzt:

- Anpassung der Überwachung der Verschmutzung der RRI/SEC-Wärmetauscher zur Verbesserung der Kühlung durch die Kältequelle (Gironde-Mündung), RÉALISÉ
- Austausch oder Schutz temperaturempfindlicher Geräte durch Hitzeschilde: Ventile an Dieselmotoren, Stromwandler, Kabel, Sensoren, Brandmeldezentrale, …, RÉALISÉ
- Einbau oder Austausch von Kühlaggregaten (siehe unten), RÉALISÉ
- elektrische Notstromversorgung und seismische Verstärkung von Lüftungskreisläufen. RÉALISÉ

Im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung wurden zusätzliche Maßnahmen umgesetzt: RÉALISÉ

- Verstärkung der thermischen Konditionierung von Gebäuden, die für die nukleare Sicherheit wichtige Elemente enthalten, durch Erhöhung der Lüftungsdurchsätze und/oder der Kühlleistung sowie durch die Installation von Klimaanlagen.

Austausch von Kälteaggregaten

Pädagogische Aspekte

Nach der Hitzewelle im Sommer 2003 hat EDF einen Aktionsplan umgesetzt, der insbesondere Folgendes umfasst:

- technische Maßnahmen wie die Erhöhung der Kapazitäten der Kälteanlagen, die Installation zusätzlicher Klimaanlagen sowie Anpassungen an den Anlagen, um deren Betriebsfähigkeit bei Temperaturen zu gewährleisten, die über den bei der Auslegung zugrunde gelegten Werten liegen,
- sowie organisatorische Maßnahmen wie die Einführung spezieller Betriebsvorschriften für Zeiten mit Niedrigwasser in Flüssen (Kaltwasserquelle) oder Hitzewellen („Grands Chauds“).



Neue Kälteanlage
(+ 50 % Kühlleistung)

Beschreibung der Maßnahme

Im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren werden neue, leistungsstärkere Kühlaggregate installiert, um eine höhere Kühlleistung für das Reaktorgebäude und das Gebäude der nuklearen Hilfsanlagen zu gewährleisten.

Zum Schutz vor dem Risiko „Starke Winde und durch starke Winde erzeugte Geschosse“ (PGGV):

› Einbau von Metallkonstruktionen und Schutzvorrichtungen an den Filteranlagen der Kaltwasserquelle zum Schutz vor PGGV.

RÉALISÉ

Schutz vor dem Risiko „Starke Winde und durch starke Winde erzeugte Projektile (PGGV)“

Pädagogische Aspekte

Im Rahmen der 3. periodischen Überprüfung hat EDF die Widerstandsfähigkeit seiner Anlagen gegenüber möglichen herumfliegenden Gegenständen bei starken Windböen verstärkt. Im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren wurden die Windgeschwindigkeiten für die Anlagen des „harten Kerns“ bis auf Tornado-Niveau neu bewertet.



Beispiel für Projektilschutzgitter

Beschreibung der Maßnahme

Die Maßnahme besteht darin, an bestimmten Lüftungsöffnungen oder sicherheitsrelevanten Anlagen „Schutzgitter gegen herumfliegende Gegenstände“ anzubringen.

Zum Schutz vor Erdbebenrisiken:

› Erdbebensicherung auf „Noyau Dur“-Niveau (SND) der Kabelkanäle und Rohrleitungen, die zu den Funktionen des „Noyau Dur“ beitragen (siehe unten),

PROPOSÉ

Erhöhung der Erdbebensicherheit von Kabelkanälen gemäß der Stufe „Noyau Dur“ (SND)

Pädagogische Aspekte

Die Merkmale der für das Erdbebenrisiko herangezogenen Referenzbeben (SMHV und SMS) werden bei jeder regelmäßigen Überprüfung auf der Grundlage des aktuellen Wissensstands (seismotechnische Zoneneinteilung, Merkmale historischer Erdbeben, neue Erdbeben) neu bewertet, wobei gegebenenfalls Verstärkungsmaßnahmen durchgeführt werden.

Nach dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima-Daiichi (2011) wurde ein Erdbebenrisiko vom Typ „Noyau Dur“ definiert; dieser umfasst das um 50 % erhöhte Erdbeben der Standortsicherheit (SMS) sowie Erdbeben mit einer Wiederkehrperiode von 20.000 Jahren (probabilistisch bewertet).



Hinzufügen von Halterungen für Kabelkanäle

Beschreibung der Maßnahme

Um die Robustheit gegenüber dem „Noyau Dur“-Erdbeben (SND) zu gewährleisten, umfassen die vorgeschlagenen Maßnahmen insbesondere die Verstärkung von Halterungen oder Verankerungen sowie den Austausch von Bauteilen durch Materialien, die gegenüber „Noyau Dur“-Situationen robust sind.

Zum Schutz vor dem „Frasil"-Risiko:

- Der im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren geltende Sicherheitsanforderungskatalog umfasst einen Schutz vor dem „Frasil"-Risiko für Blöcke mit offenem Kühlkreislauf.

Einrichtung einer Winterumwälzung zum Schutz vor dem „Frasil"-Risiko

Pädagogische Aspekte

Im Winter, bei starker Kälte, kann es durch die Luft zu einem sogenannten „Frasil"-Phänomen kommen (Eiskristalle oder Eisfragmente, die von der Strömung mitgerissen werden und auf der Wasseroberfläche der Gironde schwimmen), was zu einer möglichen Verstopfung der Vorfiltergitter oder Filtertrommeln an der Pumpstation führen kann.

Beschreibung der Anordnung

Die für Blayais spezifische Anordnung besteht darin, das warme Wasser, das stromabwärts der Wärmetauscher des Not-Rohwassersystems (SEC) entnommen wird, zurückzuführen und

zum Wasserentnahmebecken.



Luftaufnahme des Kernkraftwerks Blayais von der Mündungsseite aus
©Air Marine

Zum Schutz vor Blitzschlag:

- Das im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren geltende Sicherheitsanforderungskonzept enthält neue Anforderungen, die darauf abzielen, im Falle eines Blitzschlags das Erreichen und Aufrechterhalten eines sicheren Zustands der Blöcke zu gewährleisten und radioaktive Freisetzungen zu begrenzen, wobei mögliche durch den Blitz ausgelöste Effekte berücksichtigt werden.

Einbau neuer Blitzableiter in unmittelbarer Nähe der Hilfstransformatoren

Pädagogische Aspekte

Ziel ist es, zusätzliche Schutzmaßnahmen zu ergreifen, um die Verfügbarkeit der elektrischen Sicherheitsquellen im Falle eines Blitzschlags in Verbindung mit dem Ausfall eines bestehenden Überspannungsschutzes an den Leitungen des 220-kV-Netzes sicherzustellen.

PROPOSÉ

Beschreibung der Maßnahme

Die vorgeschlagenen Maßnahmen bestehen darin, neue Überspannungsableiter so nah wie möglich an den Hilfstransformatoren (TA) zu installieren, und zwar als Abzweigung an den Niederspannungsklemmen (6,6 kV). Diese Überspannungsableiter dienen dazu, die Spannung im Hochspannungsnetz zu begrenzen, wenn Potentialanstiege auftreten, die das Isolationsniveau der elektrischen Anlagen und Geräte hinter den Hilfstransformatoren überschreiten könnten. Sie ermöglichen es, die Fehlerenergie in die Erde abzuleiten.

Erkenntnisse aus den probabilistischen Störungsstudien:

Die seit Inbetriebnahme des französischen Kernkraftwerkparks erzielten Fortschritte bei der Beschreibung des Verhaltens der Anlagen in Stör- und Unfallsituationen ermöglichen es, probabilistische Sicherheitsstudien schrittweise in einem immer größeren Anwendungsbereich einzusetzen. So wird ab der 3. periodischen Überprüfung der 1300-MWe-Kraftwerke ein probabilistischer Ansatz in den Nachweis der nuklearen Sicherheit für bestimmte Störfälle eingeführt. Die 4. periodische Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren markiert einen weiteren Schritt in diesem Prozess mit dem Übergang zur Durchführung probabilistischer Sicherheitsstudien für ein erweitertes Spektrum von Einwirkungen: Brand, Erdbeben, interne Überschwemmung, Hochwasser, Meeresspiegelanstieg, interne Explosion.

Die Einwirkungen, die maßgeblich zum Risiko einer Kernschmelze beitragen, sind Brände im Elektroraum sowie Erdbeben.

Diese probabilistischen Sicherheitsstudien lieferten Erkenntnisse zur Verbesserung der Anlagensicherheit, wie zum Beispiel:

- die Änderung der Steuerungs- und Regelungstechnik der Ventile des Druckhalters des Primärkreislaufs, um deren Öffnung im Falle eines durch einen Brand ausgelösten Fehlalarms zu verhindern, 

- die Verbesserung der Erdbebensicherheit der Heizölbehälter der Notstromaggregate, 

- die Umsetzung des „Noyau Dur“-Konzepts (Notfall-Dieselaggregat, Notfall-Wasservorrat, Steuerungs- und Kontrollsystem „Noyau Dur“) im Hinblick auf die Widerstandsfähigkeit der Anlage gegen äußere Einflüsse wird in Phase B abgeschlossen. 

4.2.4. Lagerbecken für abgebrannte Brennelemente

4.2.4.1. Allgemeiner Rahmen des Themas

EDF hat sich zum Sicherheitsziel gesetzt, die Brennstoffelemente bei unbeabsichtigten Entleerungen und bei Verlust der Kühlung unter Wasser zu halten.

Die Sicherheit der Lagerbecken für abgebrannte Brennelemente wurde neu bewertet:

- Prävention und Bewältigung von Zwischenfällen und Unfällen, die gelagerte oder gehandhabte Brennelemente betreffen,
- Schutz der Kühlsysteme des Lagerbeckens für abgebrannte Brennelemente vor internen Beeinträchtigungen,
- Vermeidung von Risiken im Zusammenhang mit der Handhabung von Brennstofftransportbehältern.

Deterministische Untersuchungen haben gezeigt, dass die Sicherheitskriterien für alle im Rahmen des Sicherheitsnachweises berücksichtigten Unfallauslöser dank der bestehenden Vorkehrungen erfüllt sind.
Dieser Ansatz wurde auf interne Einwirkungen ausgeweitet; er hat gezeigt, dass die Ableitung der Restleistung und der Wasserstand im Brennelementbecken auch in diesen Situationen gewährleistet sind.

Zur Ergänzung des deterministischen Ansatzes wurden probabilistische Untersuchungen durchgeführt. Diese Untersuchungen zeigen, dass die Risiken einer Freilegung des Brennstoffs dank der bestehenden Schutzmaßnahmen bereits äußerst gering sind:

- hinsichtlich des Risikos einer unbeabsichtigten Entleerung des Brennstoffbeckens: automatische Absperrung der Ansaugleitung des Kühlkreislaufs des Brennstoffbeckens (PTR) bei Erreichen eines „sehr niedrigen“ Füllstands im Becken,
- hinsichtlich des Risikos der Kühlung: Wasserzufuhr in das Brennelementlagerbecken durch das Brandbekämpfungssystem.

Diese Risiken werden durch bereits umgesetzte oder im Rahmen der 4. $^{(e)}$periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren vorgeschlagene Maßnahmen weiter verringert (siehe unten).

4.2.4.2. Abbildungen der wichtigsten Maßnahmen

Brand

Um im Brandfall den Ausfall beider Kühlkreisläufe[13]zu vermeiden, hat EDF die Installation einer Flammensperre vorgesehen, die das Risiko einer Brandausbreitung von einer Pumpe des Kühlkreislaufs auf die andere ausschließt.



Kühlung des „PTR bis"-Beckens

Im Rahmen der nach Fukushima getroffenen Maßnahmen ermöglicht die diversifizierte Wasserquelle (SEG) die Wasserzufuhr zum Becken des Brennelementgebäudes.



Im Rahmen der[4.]periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren ermöglicht ein neues mobiles Kühlsystem (PTR *bis*) für das Lagerbecken eine Diversifizierung der Kühlquelle und gewährleistet im Falle eines Ausfalls des Kühlkreislaufs im Normalbetrieb die Rückkehr zu einer Kühlsituation des Brennelementlagers ohne Sieden. Diese Art von Maßnahme ermöglicht es, die Auslegung der 900-MWe-Reaktoren an die der EPR-Reaktoren vom Typ Flamanville 3 anzunähern.



Einführung eines neuen, diversifizierten mobilen Kühlsystems: PTR bis

Pädagogische Aspekte

Im Normalbetrieb wird die Kühlung des Wassers im Brennelementbecken durch das Aufbereitungs- und Kühlsystem PTR gewährleistet, das über zwei redundante Kreisläufe verfügt. Bei einem Störfall, der zum Ausfall des PTR-Systems führt, wird die Restleistung der im Becken befindlichen Brennelemente durch Verdampfung des Beckenwassers abgeführt. Die manuelle Inbetriebnahme des Brandschutzsystems (JPI) in der Konfiguration als Zusatzkühlung für das Brennelementbecken verhindert, dass die Brennelemente während der gesamten Dauer des Transienten ungeschützt bleiben. Die Rückkehr zur Kühlung des Brennelementbeckens wird durch die Wiederinbetriebnahme eines Kühlkreises des PTR-Systems gewährleistet.

Beschreibung der Anordnung

Die Hinzufügung einer *„PTR*-bis"-Vorrichtung zielt darauf ab, das Management von Situationen mit Kühlungsausfall im Brennelementbecken zu verbessern, indem zusätzlich zu den beiden PTR-Kühlkreisläufen ein weiteres Mittel zur Kühlung des Brennelementbeckens bereitgestellt wird, das auf einer diversifizierten mobilen Kältequelle basiert. Dieses *PTR-bis-System* umfasst mobile Geräte (in der Abbildung rot dargestellt), die von der Nuklearen Schnelleinsatztruppe (FARN) zum Standort transportiert und in Betrieb genommen werden. Diese Geräte sind über ortsfeste Rohrleitungen (in der Abbildung grün dargestellt), die an der Fassade des Brennelementlagers münden, mit dem Brennelementlager verbunden. Sowohl die mobilen Geräte als auch die dazugehörige Logistik sind so konzipiert, dass sie den Transport und den Einsatz vor Ort vereinfachen und eine schnelle Inbetriebnahme des Systems ermöglichen.

[13] Die Kühlung des Brennelementbeckens erfolgt über zwei zu 100 % redundante Kühlkreisläufe (Pumpen und Rohrleitungen), die jeweils als Notkühlung dienen, falls der andere ausfällt. Der Ausfall beider Kreisläufe würde die Kühlung des Brennelementbeckens durch dieses System verhindern.

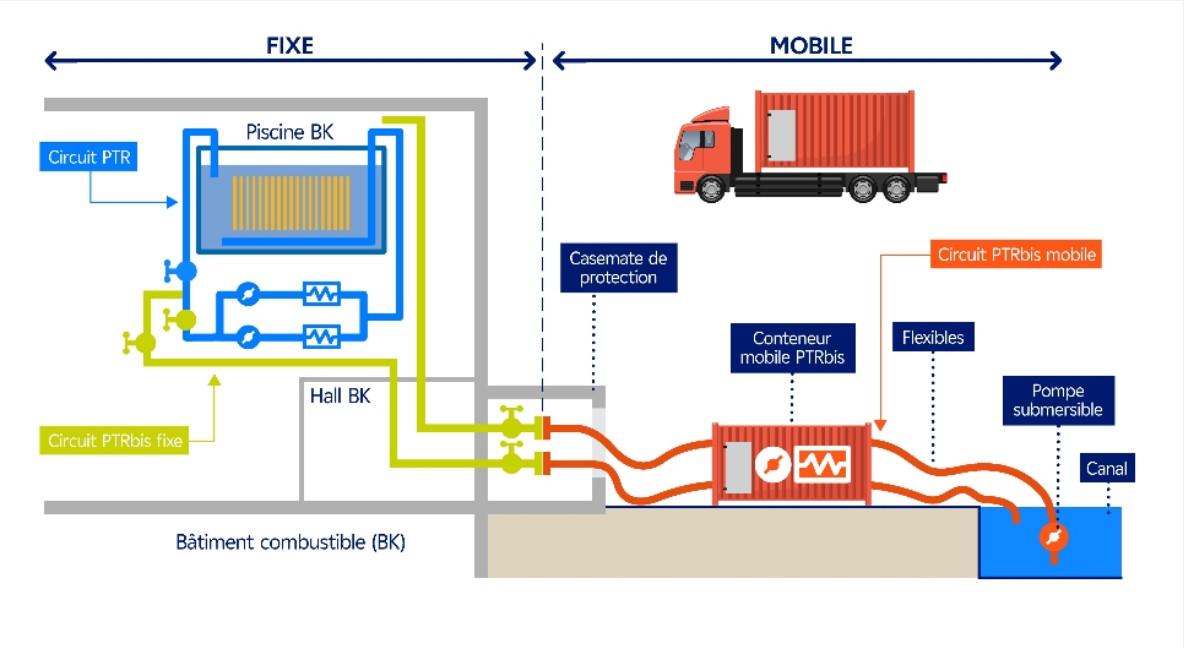


Abbildung 18. Schema des PTR-bis-Kühlsystems

Auswirkungen der Übertragung der Unfallszenarien des EPR FLA3 auf Kernkraftwerke der 900-MWe-Klasse

Die Bewertung des Verhaltens der Brennelementbecken der 900-MWe-Kraftwerke hinsichtlich der für den EPR FLA3 ausgewählten Unfallszenarien, die bei der ursprünglichen Auslegung nicht berücksichtigt wurden, hat gezeigt, dass sie derzeit ein gutes Maß an Robustheit aufweisen. Um diese noch weiter zu verbessern, wird vorgeschlagen, die automatische Absperrvorrichtung der Ansaugleitung des normalen Kühlkreislaufs des Brennelementbeckens zu verdoppeln.

RÉALISÉ

4.2.5. Unfälle mit Kernschmelze

4.2.5.1. Allgemeiner Rahmen des Themas

Im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren ist es das Ziel der EDF, bei Unfällen mit Kernschmelze das Risiko früher und umfangreicher Freisetzungen deutlich zu verringern, um dauerhafte Auswirkungen auf die Umwelt zu vermeiden.
Zu diesem Zweck strebt EDF an, die Radioaktivität im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze im Sicherheitsbehälter einzudämmen, und zwar durch:

- die Stabilisierung des Coriums auf der Fundamentplatte des Reaktorgebäudes durch dessen Verteilung und erneute Überflutung,
- die Ableitung der Restleistung aus dem Reaktorkern, ohne die Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Sicherheitsbehälters (sogenannte U5-Vorrichtung) zu öffnen.

Diese „Hard-Core"-Maßnahmen ermöglichen es, die radiologischen Folgen eines Unfalls mit Kernschmelze erheblich zu begrenzen.

4.2.5.2. Veranschaulichung der wichtigsten Maßnahmen

Teil 1 der Maßnahmen: Stabilisierung und Kühlung des Coriums auf der Fundamentplatte des Reaktorgebäudes:

Einrichtung einer Vorrichtung zur „Stabilisierung des Coriums“ unter dem Reaktorbehälter

Pädagogische Aspekte

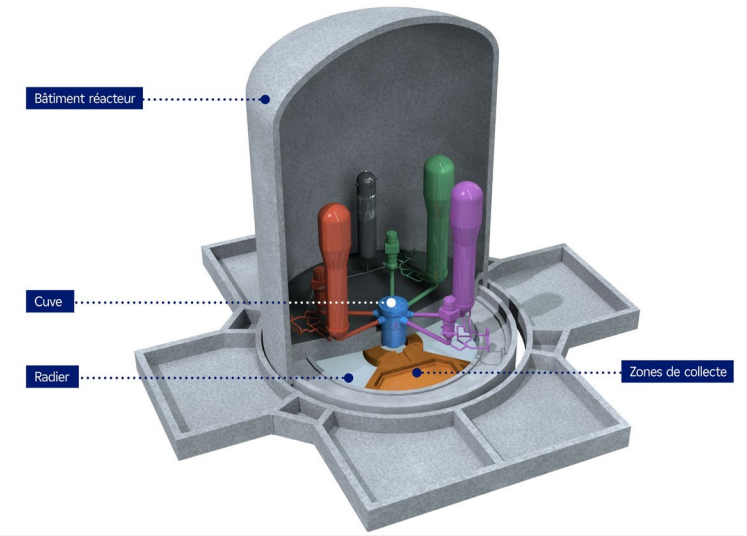
RÉALISÉ

Im Falle eines Unfalls mit Kernschmelze kann das Schmelzen der Brennelemente zur Bildung eines Corium-Bades(1)führen, das langfristig den Reaktorbehälter durchbrechen und anschließend zur Erosion der Fundamentplatte(2)führen kann. Um ein Durchbrechen der Fundamentplatte (letzte Barriere des
Eindämmung), wird bei den 900-MWe-Reaktoren eine Vorrichtung zur „Stabilisierung des Coriums“ eingesetzt, die dem „Core Catcher“ des EPR entspricht.

(1) : Corium ist ein metallisch-mineralisches Magma, das aus geschmolzenen Bestandteilen des Kernreaktorkerns sowie aus Mineralien besteht, die es auf seinem Weg aufnehmen kann.

(2) : Das Reaktorgebäude verfügt über ein Fundament in Form einer Fundamentplatte, einer mehrere Meter dicken Betonplatte.

Beschreibung der Anordnung Bei einem Unfall mit Kernschmelze und Durchbruch des Reaktorbehälters verteilt sich das Corium trocken in Bereichen von Auffangbereichen , die sich unter dem Reaktorbehälter befinden und zu diesem Zweck angelegt wurden. Das Corium wird anschließend durch Schwerkraft mit dem Wasser aus den Sammelbecken am Boden des Gebäudes , das durch die Sicherheitsinjektionskreisläufe (RIS), das Sprühsystem des Sicherheitsbehälters (EAS) oder durch das Sprühsystem Sprühsystem „Harter Kern“ (EAS-ND) gefüllt.



Prinzipskizze aus dem EPR

Einrichtung eines Corium-Kühlsystems „EAS-ND-System“

Lehrbeispiel

Bei Ausfall der Sicherheitssysteme erwärmt sich der Reaktorkern bis zur Kernschmelze. Nach der Ausbreitung und dem Wiedereintauchen des Coriums könnte die freigesetzte Energie ohne Kühlung zu einem Anstieg von Druck und Temperatur im Sicherheitsbehälter führen, bis die Öffnungsschwelle des Druckentlastungsfilters des Sicherheitsbehälters erreicht ist.

RÉALISÉ

Beschreibung der Anordnung

Die Anordnung „EAS-ND“ ermöglicht es, die Restleistung des Coriums abzuleiten, ohne dass sich der Druckentlastungsfilter des Sicherheitsbehälters öffnet, wenn die Sicherheitssysteme ausfallen.

Diese Anordnung umfasst:

- eine Pumpe, die im Direkteinspeisebetrieb aus dem PTR-Behälter oder im Umwälzbetrieb aus den Sumpfbecken des Reaktorgebäudes betrieben werden kann und vom Diesel DUS gespeist wird,
- einen Wärmetauscher, der die Wärmeabfuhr des von der Pumpe (EAS-ND) geförderten Primärmediums an die „Noyau Dur“-Kühlquelle (SF-ND) ermöglicht,
- eine „Noyau Dur“-Kühlquelle (SF-ND), bestehend aus einer mobilen Pumpanlage, die von der FARN transportiert und eingesetzt wird (Dieselaggregate, die Tauchpumpen versorgen). Sie ist über flexible Rohrleitungen, die an Anschlüsse am Rand des Reaktorblocks angeschlossen sind, mit dem Kühlkreislauf verbunden.

Anmerkung: Diese EAS-ND-Anordnung ermöglicht auch die Befüllung der Sumpfbecken des Reaktorgebäudes, die zur Stabilisierung des Coriums erforderlich sind.

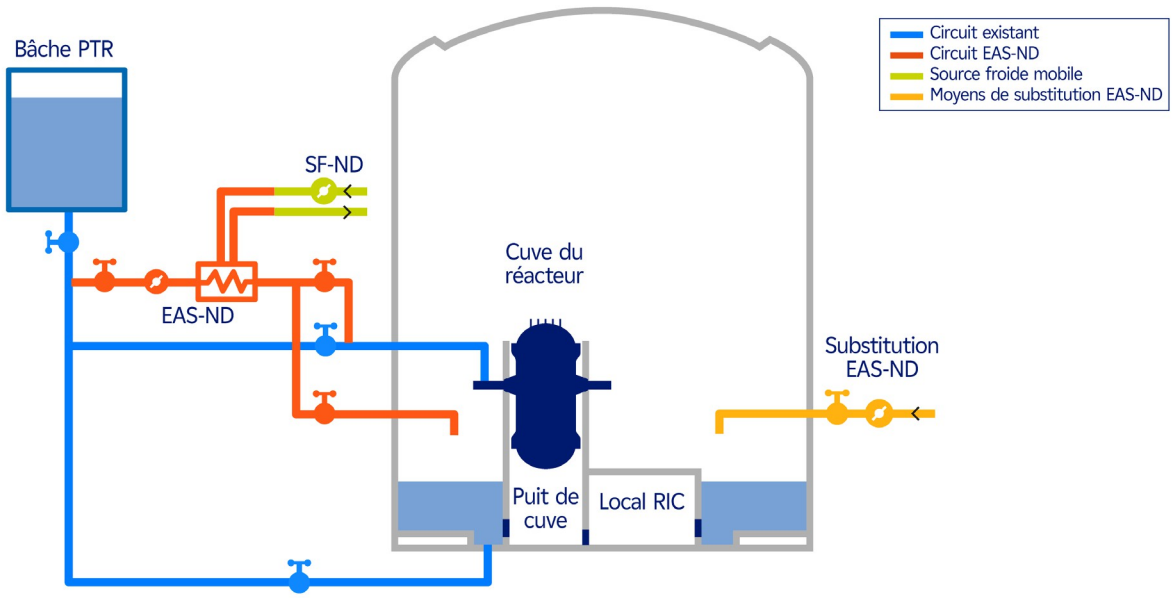


Abbildung 19. Schematische Darstellung der Kühlung im Falle einer Kernschmelze

Um zudem eine ausreichende Betondicke zu gewährleisten, die ihre wesentlichen mechanischen Eigenschaften beibehält, wird EDF die Betonfundamentplatte in den Räumen, die zur Verteilung des Coriums dienen, d. h. im Reaktorbehälter-Schacht und im Raum (RIC-Raum). Diese Maßnahme zielt darauf ab, die radiologische Eindämmung durch die dritte Sicherheitsbarriere in solchen Unfallsituationen mit Kernschmelze zu gewährleisten.

PROPOSÉ

Ergänzend dazu und gemäß der Anweisung der ASNR wird EDF eine zusätzliche Maßnahme umsetzen, die eine mittel- bis langfristige Wasserzufuhr in den Boden des Sicherheitsbehälters mittels mobiler Einrichtungen ermöglicht, um die Kühlung des Coriums im Falle eines Ausfalls oder der Nichtverfügbarkeit des EAS-ND aufrechtzuerhalten.

PROPOSÉ

Teil 2 der Maßnahmen: Rückführung eventuell austretender Wassermengen aus dem Corium-Kühlsystem

Das „Noyau Dur"-System zur Kühlung des Coriums (EAS-ND) ist nach sehr hohen Anforderungen hinsichtlich Dichtheit, Strahlungsbeständigkeit und Hochtemperaturbeständigkeit ausgelegt. Dennoch berücksichtigt EDF im Rahmen eines vorsichtigen Auslegungskonzepts und als Folge der Überprüfung der Maßnahmen im Rahmen der 4e-periodischen Überprüfung der 900 MWe berücksichtigt EDF mögliche Wasserleckagen aus dem Kühlsystem, indem diese Leckagen aus dem „Noyau Dur"-Kreislauf aufgefangen und in das Reaktorgebäude zurückgeführt werden.

PROPOSÉ

Rückführung möglicher Wasserleckagen aus der EAS-ND-Anlage in das Reaktorgebäude

Pädagogische Aspekte

Bei der Bewältigung von Unfällen mit Brennstoffschmelze kommt das EAS-ND-System zum Einsatz, das sich im Brennstoffgebäude (BK) befindet. Dieses System ist als Erweiterung der dritten Sicherheitsbarriere konzipiert; dennoch könnte es im Falle von Leckagen zu einer Ansammlung von kontaminiertem Wasser am Boden des BK kommen, was das Risiko radioaktiver Freisetzungen birgt.



EAS-ND-Wärmetauscher



Pumpe des EAS-ND-Systems

Beschreibung der Anordnung

Die Anordnung umfasst die Installation von Auffang- und Pumpvorrichtungen, Rohrleitungen und Armaturen, die für die ungünstigsten Bedingungen ausgelegt sind, um das in den Auffangbecken am Boden des Brennstoffgebäudes aufgefangene Leckwasser wieder in das Reaktorgebäude (BR) zurückzuführen.

Teil 3 der Maßnahmen: Dekontamination des Wassers aus dem Reaktorgebäude

Die Strategie für den Umgang mit dem durch eine Kernschmelze kontaminierten Wasser aus den Reaktorkreisläufen besteht darin, es im unteren Bereich des Reaktorgebäudes einzuschließen.

Es wird eine Anlage zur Dekontamination des dort gelagerten Wassers vorgeschlagen.

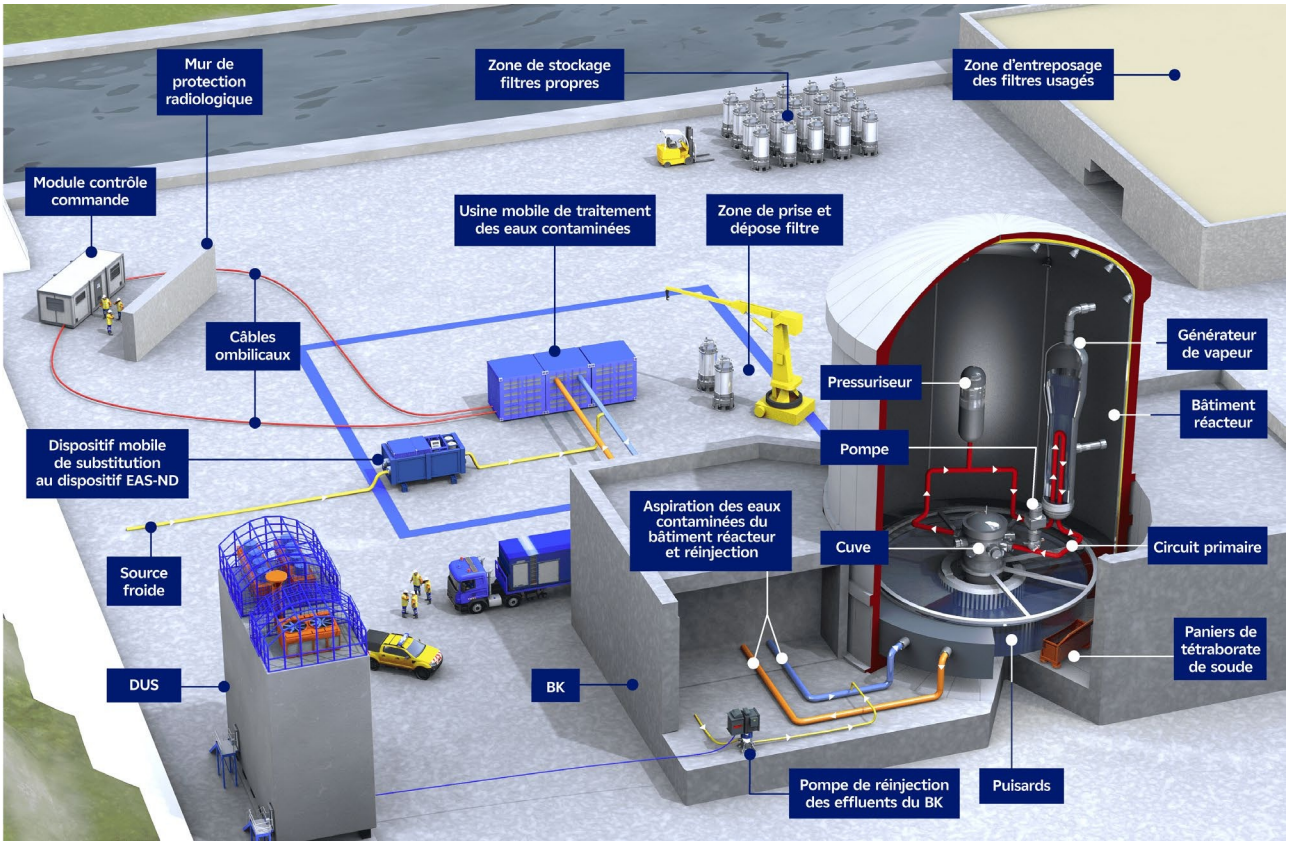
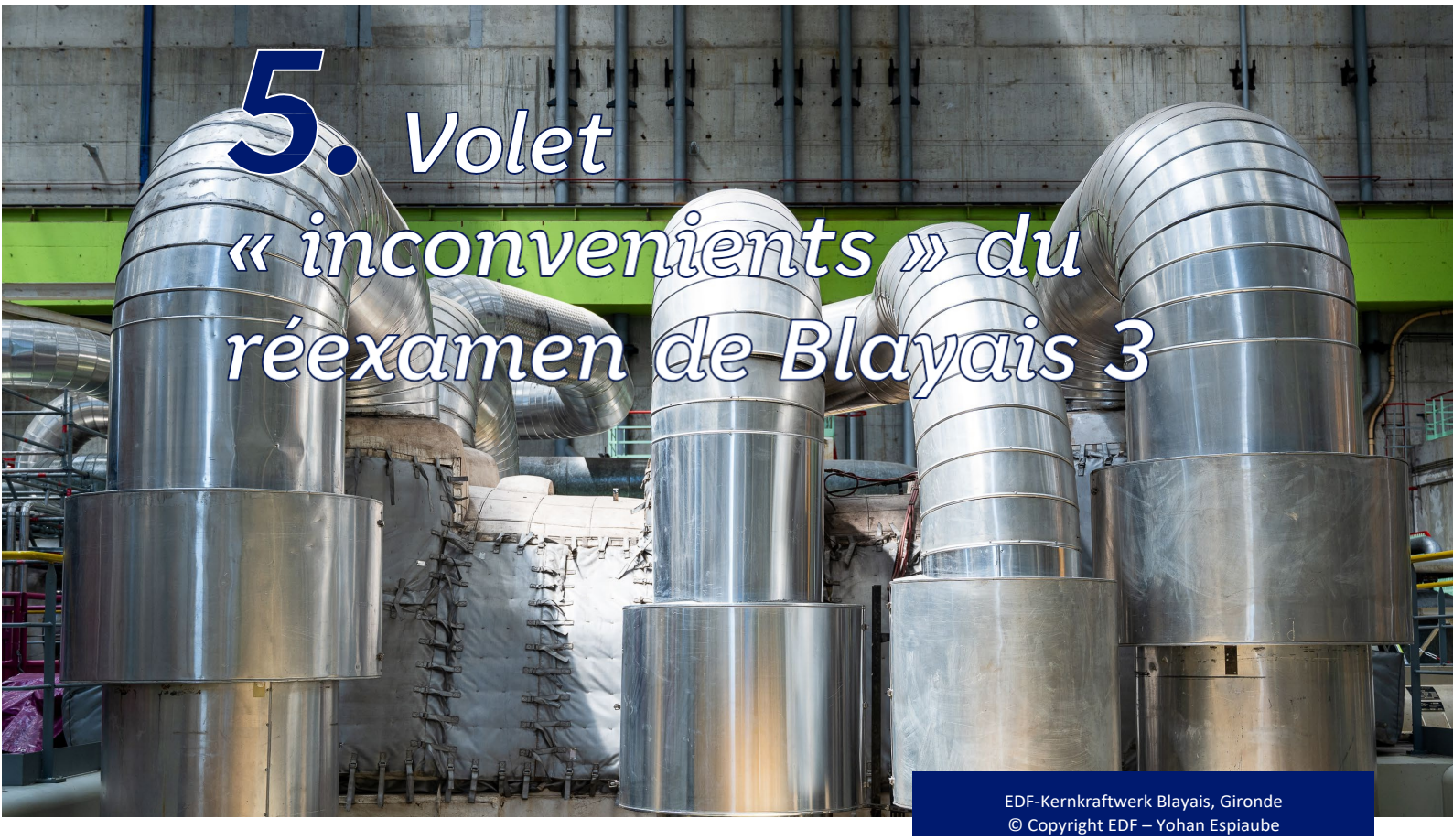


Abbildung 20. Schematische Darstellung der Anlage zur Dekontamination des Wassers aus dem Reaktorgebäude



5. Volet « inconvenients » du réexamen de Blayais 3

EDF-Kernkraftwerk Blayais, Gironde
© Copyright EDF – Yohan Espiaube

Dieser Teil der regelmäßigen Überprüfung von Blayais 3 bezieht sich auf die Beherrschung der Nachteile, die die Anlage im Normalbetrieb aufgrund von Wasserentnahmen, Ableitungen, Abfällen sowie der von ihr möglicherweise verursachten Belästigungen (Lärm, Vibrationen, Gerüche oder Staubentwicklung) mit sich bringt.

Diese Nachteile sind Gegenstand behördlicher Vorschriften, in denen insbesondere einzuhaltende Grenzwerte festgelegt sind. Diese Grenzwerte gelten für den gesamten Standort, weshalb sich die meisten der im Folgenden dargestellten Schlussfolgerungen auf das gesamte Kernkraftwerk Blayais beziehen und nicht nur auf den Reaktor Nr. 3.

Das folgende vereinfachte Schema veranschaulicht die mit dem Normalbetrieb eines Reaktors des Kernkraftwerks Blayais (mit „offener“ Kühlung) verbundenen Nachteile.

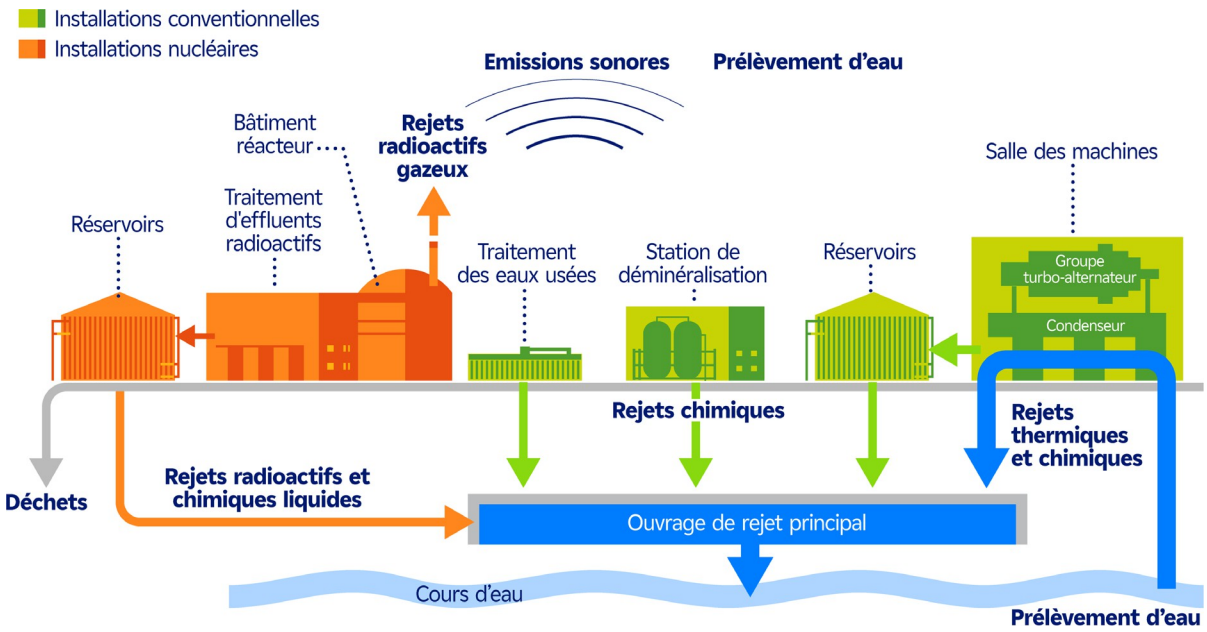


Abbildung 21. Darstellung der Nachteile nach Anlagenteilen Kaltquelle im „offenen“ Kreislauf

Gemäß den behördlichen Anforderungen umfasst der Abschnitt „Nachteile“ der Überprüfung:

- zum einen eine Bestandsaufnahme der Konformität der Anlage mit den geltenden Vorschriften sowie die Auswertung der Betriebserfahrungen aus dem vergangenen Jahrzehnt,
- andererseits die Aktualisierung der Bewertung der Nachteile, die die Anlage im Normalbetrieb für Gesundheit und Umwelt mit sich bringt, unter Berücksichtigung neuer Erkenntnisse, darunter auch solche zum Klimawandel und seinen Auswirkungen.

5.1. Maßnahmen im Hinblick auf die geltenden Vorschriften und die gewonnenen Erfahrungen

Bei der regelmäßigen Überprüfung wird die Konformität der Anlagen und Tätigkeiten der Anlage im Hinblick auf die geltenden behördlichen Anforderungen bewertet. Diese Analyse wird durch die Auswertung der Erfahrungen aus zehn Betriebsjahren ergänzt, wobei sowohl bedeutende Ereignisse als auch die Kontrolle der Wasserentnahme und des Wasserverbrauchs, der Einleitungen, der Umweltbelastungen und der Abfallbewirtschaftung berücksichtigt werden.

5.1.1. Einhaltung der Vorschriften

Die wichtigsten Rechtsvorschriften speziell im Bereich der Umweltbelastungen sind das Umweltgesetzbuch, der INB-Erlass, die generischen Entscheidungen der ASN zur Abfallentsorgung, die Begrenzung von Belästigungen sowie der Auswirkungen auf Gesundheit und Umwelt sowie die für die vier Reaktoren des Kernkraftwerks Blayais geltenden Einzelentscheidungen der ASN bezüglich der Modalitäten und Grenzwerte für Wasserentnahmen und Ableitungen.

Ergänzend zu den jährlichen Überprüfungen im Rahmen der ISO 14001-Zertifizierung des Umweltmanagementsystems des Kernkraftwerks Blayais wurde im Dezember 2025 im Rahmen der vierten periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren eine umfassende Bestandsaufnahme des Standes der Einhaltung der Vorschriften durchgeführt. Von insgesamt rund 3.800 Anforderungen wurde im Bereich des Konformitätsmanagements keine kritische Anforderung festgestellt.

Im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren durchgeführte Kontrollen haben bestätigt, dass die vorgeschriebenen Wartungs-, Kontroll- und Prüfmaßnahmen für Anlagen, die für den Schutz vor Nachteilen (EIPi) von Bedeutung sind, ordnungsgemäß umgesetzt wurden. Ergänzende Kontrollen der Anlagen zur Abwasserbehandlung und Abfallkonditionierung führten zu dem Schluss, dass die für diese Anlagen geltenden Kontroll- und Wartungsprogramme ausreichend sind.

Zusammenfassend lässt sich sagen, dass die im Rahmen der regelmäßigen Überprüfung von Blayais 3 durchgeführten Analysen bestätigen, dass das Kraftwerk so organisiert ist, dass die Einhaltung der geltenden Vorschriften jederzeit gewährleistet ist. Es sind keine weiteren Verbesserungsmaßnahmen erforderlich.

5.1.2. Zusammenfassung der gewonnenen Erkenntnisse und wichtigste Maßnahmen zur kontinuierlichen Verbesserung

Bedeutende Ereignisse

Zwischen Januar 2014 und Dezember 2023 meldete das Kernkraftwerk Blayais 61 bedeutende Ereignisse im Zusammenhang mit Störungen. Sie hatten alle keine spürbaren Auswirkungen auf die Umwelt. Sie führten jedes Mal zur Umsetzung von Korrektur- und Präventivmaßnahmen, deren Wirksamkeit überprüft wurde. Diese Analyse der Betriebserfahrungen aus zehn Jahren Betrieb bestätigt, dass das Management bedeutender Ereignisse ordnungsgemäß in das Managementsystem des Kernkraftwerks Blayais integriert ist.

Wasserentnahme und -verbrauch

Über einen Zeitraum von 10 Jahren blieben die Wasserentnahmen und der Wasserverbrauch des Kraftwerks im Durchschnitt stabil.

Für den Betrieb der vier Reaktoren vom Typ 900 MWe hat das Kernkraftwerk Blayais durchschnittlich 4.800 Millionen m^3 Wasser pro Jahr aus der Gironde-Mündung entnommen und anschließend wieder zurückgeleitet.

Das Kraftwerk nutzt außerdem Süßwasser aus der Isle, durchschnittlich 710 Tausend m^3 Wasser pro Jahr. Dieses Wasser wird von der Société d'Aménagement Urbain et Rural (SAUR, Société Lyonnaise des Eaux et de l'Eclairage (SLEE)) für industrielle Zwecke bereitgestellt: zur Erzeugung von demineralisiertem Wasser für die Primär- und Sekundärkreisläufe, den Brandschutzkreislauf *usw.*

Um die Kapazität zur Aufbereitung radioaktiver Abwässer während der Stillstandszeiten zu erhöhen und die Widerstandsfähigkeit gegenüber unvorhergesehenen Ereignissen zu verbessern, nutzt der Standort das seit 2003 eingesetzte mobile Abwasseraufbereitungssystem.



Einrichtung einer mobilen Kläranlage

Pädagogische Aspekte



Eine gute Wasserqualität im Sekundärkreislauf ist unerlässlich, um Korrosionserscheinungen an den darin befindlichen Metallen zu begrenzen. Bei der Wiederinbetriebnahme der Reaktoren ist es daher notwendig, einen erheblichen Teil des Wassers im Sekundärkreislauf durch die Zugabe von entmineralisiertem und aufbereitetem Wasser zu erneuern, um die erforderliche Wasserqualität zu erreichen.

Beschreibung der Anlage

Im Jahr 2003 wurde das Kernkraftwerk Blayais mit einer mobilen Wasseraufbereitungsanlage ausgestattet, die über eine dauerhafte Verbindung an den Sekundärkreislauf angeschlossen werden kann. Bei der Wiederinbetriebnahme der Reaktoren ermöglicht diese mit verschiedenen Filterstufen ausgestattete Anlage, sehr schnell die richtigen Eigenschaften des Wassers im Sekundärkreislauf zu erreichen, wodurch sowohl die Wasserzugaben als auch die Ableitung von Abwasser aus dem Sekundärkreislauf deutlich reduziert werden. Dies trägt somit dazu bei, die für den industriellen Verbrauch entnommene Wassermenge zu verringern.

Bilanz der Abwasserableitungen

Die Analyse der radioaktiven und chemischen Abwasserableitungen des Kraftwerks über einen Zeitraum von 10 Jahren zeigt insgesamt eine allgemeine Stabilität auf niedrigem Niveau, was auf die Optimierung der Betriebsabläufe und verschiedene umgesetzte Maßnahmen zur kontinuierlichen Verbesserung zurückzuführen ist, zum Beispiel:

- Seit einigen Jahren haben Maßnahmen zur Verbesserung der Dichtheit der Brennstoffhüllen und der Kreisläufe, in denen radioaktive Gase transportiert werden, sowie – falls erforderlich – zur Verringerung der Aktivität der Radionuklide durch Aufschub ihrer Ableitung seit 2014 zu einem Rückgang der Ableitungen radioaktiver Gase geführt, wie die folgende Abbildung zeigt:

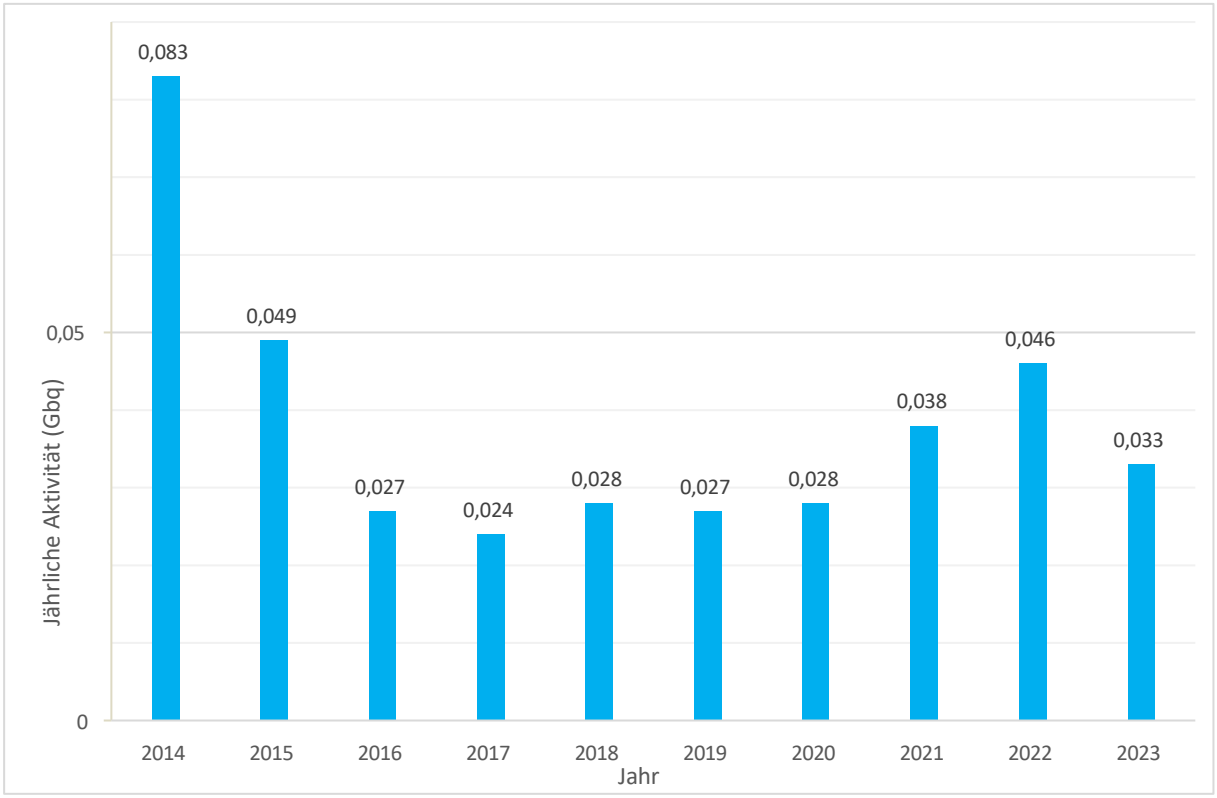


Abbildung 22. In die Atmosphäre freigesetzte Jodaktivität des Kernkraftwerks Blayais im Zeitraum 2014–2023

- Um die Freisetzungen von Hydrazinhydrat (einem zur Verhinderung von Korrosion in den Kreisläufen verwendeten Produkt) weiter zu reduzieren, wendet das Kernkraftwerk Blayais seit 2011 den Abbau von Hydrazin durch Belüftung mit Luft und durch Injektion von Kupfersulfat an, was zu Freisetzungen von weniger als 1 kg/Jahr/Reaktor führt.

RÉALISÉ

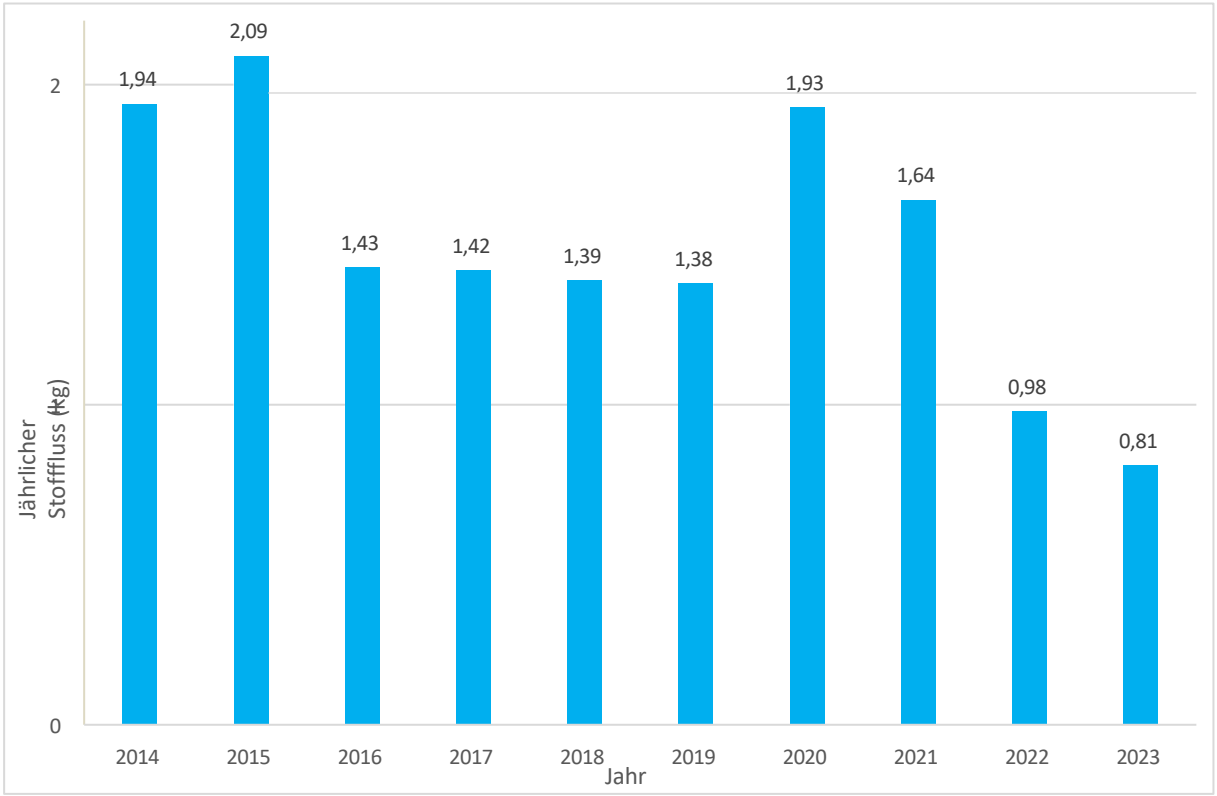


Abbildung 23. Jährliche Hydrazin-Emissionen des Kernkraftwerks Blayais im Zeitraum 2014–2023

- Seit 2017 wird das Wasser des Sekundärkreislaufs der Reaktoren des Kernkraftwerks Blayais nicht mehr mit Morpholin, sondern mit Ethanolamin aufbereitet, das eine höhere Wirksamkeit aufweist und weniger Emissionen verursacht, die zudem biologisch abbaubar sind.

RÉALISÉ

- Um die Freisetzung von radioaktivem Iodgas in die Atmosphäre aus als risikobehaftet identifizierten Räumen zu verhindern, wird vorgeschlagen, diese Räume an eine Abluftanlage mit Iodfilter anzuschließen.

PROPOSÉ

Bilanz der Wärmeabgaben

Über den Zeitraum von zehn Jahren entsprachen die Wärmeabgaben den gesetzlichen Vorschriften, mit Ausnahme einiger Überschreitungen, die jedoch keine Auswirkungen auf die Umwelt hatten.

EDF hat in den Jahren 2013, 2017 und 2021 Messungen zur Überwachung der Wärmefahne durchgeführt. Die Position der Wärmefahne variiert je nach den Bewegungen der Wassermassen im Verlauf der Gezeiten. Bei Ebbe erstreckt sich die Wärmeschlange stromabwärts; bei der Umkehr der Strömung während der Flut kehrt sich die Strömungsrichtung dann stromaufwärts um, und die Wärmeschlange wandert aufgrund der Asymmetrie zwischen Flut und Ebbe in der Flussmündung über eine geringere Strecke stromaufwärts als stromabwärts, was keine besonderen Maßnahmen erfordert.

Abfallbilanz

Im Bereich der Abfallbewirtschaftung war der Zeitraum 2014–2023 durch die Einführung von Maßnahmen zur Verbesserung der Kontrolle über die Lagerung von konditionierten oder in der Konditionierung befindlichen radioaktiven Abfällen gekennzeichnet.
Zwischen 2014 und 2017 war die Auslastung des TFA-Geländes gering und stabil, da die anfallenden Abfälle keine Zwischenlagerung erforderten.
Zwischen 2018 und 2022 wurden die veralteten Brücken (Mouty-Brücke) durch neue ersetzt. Dies führte dazu, dass vier Brücken auf dem TFA-Gelände gelagert wurden. Es handelt sich dabei um massiven Metallschrott mit einem Gewicht von jeweils 41 Tonnen (siehe Grafik unten).

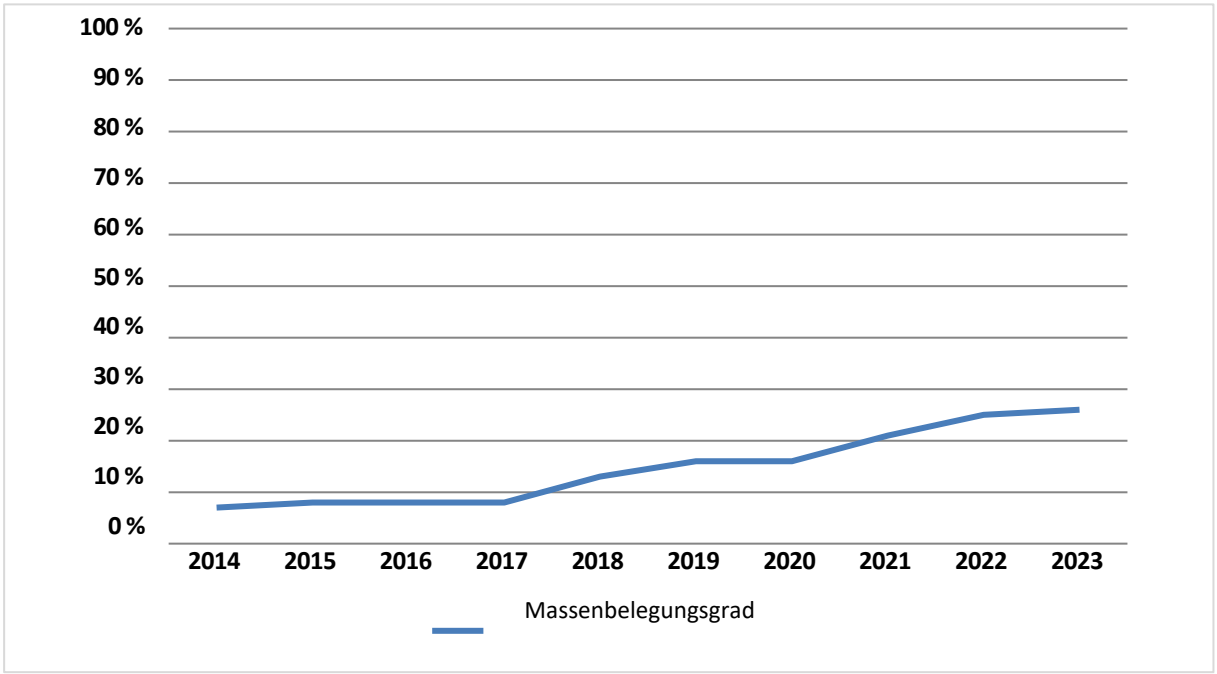


Abbildung 24. Entwicklung der Massenauslastung des TFA-Gebiets im Zeitraum 2014–2023

Im Zeitraum 2014–2023 hat der Standort zudem den gesamten konventionellen, gesetzlich geregelten Abfall (Verpackungen, Öle, Batterien) sowie den gesamten verwertbaren Abfall verwertet (*siehe* Grafik unten).

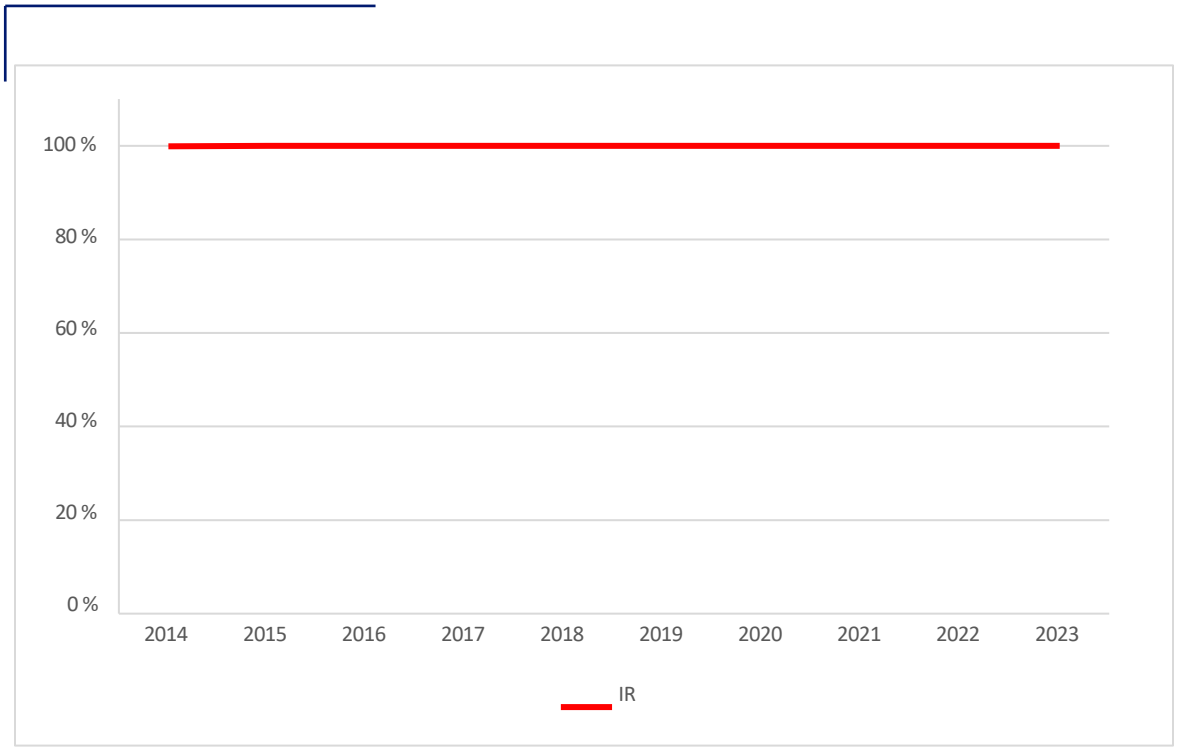


Abbildung 25. Entwicklung des Verwertungsindikators für regulierte Abfälle (IR)

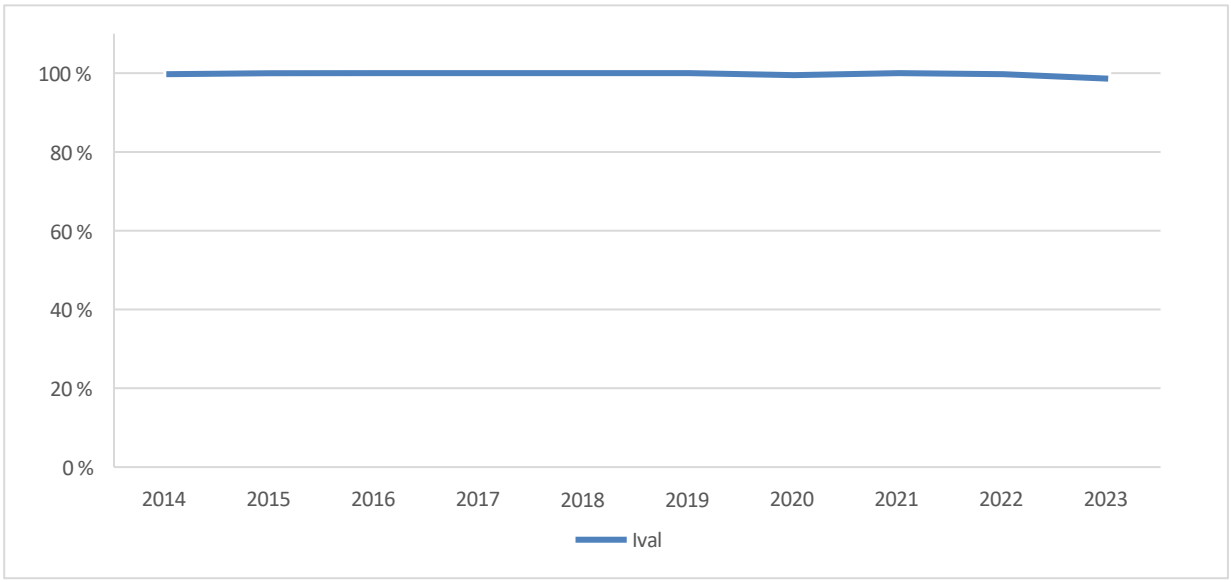


Abbildung 26. Entwicklung des Indikators für verwertbare Abfälle (Ival)

Umweltmanagement

Das Kernkraftwerk Blayais hat im Januar 2025 seine Zertifizierung erneuert und trägt damit zur Aufrechterhaltung der ISO 14001-Zertifizierung aller Kraftwerke bei. Das Umweltmanagement stützt sich im Tagesgeschäft auf einen Prozess, dessen Ziele darin bestehen, Umweltauswirkungen zu identifizieren, zu verhindern und zu kontrollieren sowie zur kontinuierlichen Verbesserung der Leistungen unter Einhaltung der Umweltvorschriften beizutragen. Dies führte beispielsweise dazu, dass:

- zum Ersatz der verschiedenen IT-Anwendungen, mit denen die Umweltaktivitäten der Kernkraftwerke verwaltet wurden, durch das Informationssystem für Ableitungen und Umwelt im Nuklearbereich von EDF (SIRENe), RÉALISÉ
- zur Neugestaltung des Umweltreferenzrahmens. RÉALISÉ

Umweltüberwachung

Seit der Inbetriebnahme der EDF-Kernkraftwerke wird ein Umweltüberwachungsprogramm durchgeführt, und EDF ergreift regelmäßig Maßnahmen zur Verbesserung der Umweltüberwachungssysteme. Tägliche, wöchentliche und monatliche Kontrollen werden in terrestrischen und marinen Ökosystemen, in der Umgebungsluft, in Oberflächengewässern und im Grundwasser durchgeführt: Jedes Jahr führt das Kernkraftwerk Blayais mehr als 20.000 Messungen durch, deren Ergebnisse an die Behörden übermittelt und in Dokumenten oder Informationsmaterialien für die Öffentlichkeit verwendet werden.

Biodiversität

Als Nutzer von Land- und Gewässernaturräumen und als Grundstückseigentümer ist EDF unmittelbar von Fragen der Biodiversität betroffen. Das Kernkraftwerk Blayais engagiert sich für den Erhalt der lokalen Biodiversität im Rahmen einer proaktiven Politik zur Erweiterung des Wissens sowie zum Schutz von Fauna und Flora durch verschiedene Partnerschaften, zum Beispiel:

- mit dem Jagdverband der Gironde, der das Vogelschutzgebiet von Blayais verwaltet. Es konnten zahlreiche Maßnahmen umgesetzt werden, um ein Mosaik aus Feuchtgebieten zu schaffen, die Wasserwirtschaft des Standorts zu steuern und so das volle Potenzial für die Aufnahme von überwinternden Wasservögeln auszuschöpfen. Im Jahr 2009 wurden zudem innerhalb und außerhalb des Schutzgebiets Storchennester aufgestellt, um die Ansiedlung dieser Art zu fördern, die im Norden der Gironde bereits stark vertreten ist. Seit 2019 wird ein Bewirtschaftungsplan umgesetzt, der es ermöglicht, das Wissen über andere Artengemeinschaften (z. B. Amphibien, Schmetterlinge, Libellen) zu erweitern.
- In Zusammenarbeit mit dem Conservatoire Botanique National Sud-Atlantique (CBNSA) und lokalen Fachleuten (Semence Nature – Pépinière Naudet) wird die Verwendung von lokalem Saatgut gefördert. In diesem Rahmen wurden im Jahr 2020 etwa 2.000 m² Blumenbrachen eingesät und 100 Setzlinge im Naturschutzgebiet gepflanzt.

Der Erhalt der Artenvielfalt stand auch im Mittelpunkt der Arbeiten, die das Kernkraftwerk Blayais im Jahr 2021 an vier Abschnitten der im Flussbett der Mündung verlegten Ableitungsrohre durchführte.

Der Departementsdirektion für Raumordnung und Meeresangelegenheiten (DDTM) wurde ein Plan zum Schutz des Ökosystems vorgelegt, um die Meeres- und Landökosysteme der Mündung während der Arbeiten zu erhalten. So wurden beispielsweise wurden die verwendeten Materialien aufgrund ihrer Verträglichkeit mit der Meeresumwelt ausgewählt, die Arbeiten wurden außerhalb der Fischwanderungszeit geplant und der Einsatzort der Schiffe wurde nach einer Untersuchung der Auswirkungen der Baustelle auf die Umwelt festgelegt.

Um die Wechselwirkungen zwischen dem Kernkraftwerk Blayais und den Meeresarten besser zu verstehen, arbeitet EDF mit dem INRAE (www.inrae.fr) und MIGADO (www.migado.fr/alose/) zusammen, um den Abstieg der Maifische (Alosa alosa) in der Garonne und der Dordogne zu untersuchen. Die Ergebnisse dieser Studie werden in ein künftiges Postdoktorat einfließen, das darauf abzielt, die Kenntnisse über die räumliche Verteilung der Maifische, insbesondere rund um das Kernkraftwerk Blayais, zu verbessern. EDF führt außerdem eine Studie durch, um die Kenntnisse über die Wechselwirkungen zwischen dem Betrieb seiner Anlagen und den Wanderfischen der Mündung zu vertiefen, wobei zeitliche, saisonale und gezeitenbedingte Schwankungen berücksichtigt werden.

Das Programm dieser Studie sowie der vorläufige Zeitplan wurden am 18.10.2023 der CLIN und am 09.11.2023 dem Vorstand der Lokalen Wasserkommission des SAGE Estuaire vorgestellt. Die Studie basiert auf Probenahmen von Organismen an den Filtertrommeln, die sich hinter den Wasserentnahmestellen der Reaktorpaare des Kraftwerks befinden. Die Probenahmen wurden über ein biologisches Jahr hinweg durchgeführt, um repräsentativ zu sein, und die Ergebnisse der Studie werden auf der Grundlage einer statistischen Methode auf das gesamte Jahr hochgerechnet. Die Probenahmen begannen im Oktober 2024 in Zusammenarbeit mit einem auf Meeresuntersuchungen spezialisierten Dienstleister und wurden im Oktober 2025 abgeschlossen. Die gesammelten Daten werden derzeit ausgewertet. Eine ergänzende Studie zu den Glasaalen wurde ebenfalls initiiert; dabei war eine Vorstudie zu technisch realisierbaren Lösungen erforderlich, und die Wahl der Methode ist nun beschlossen.

Im Rahmen der ^{vierten}periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren wurde im Jahr 2020 eine Vorabdiagnose durchgeführt. Diese Studie zeigt, dass innerhalb der Standortgrenzen die ökologischen Herausforderungen insgesamt gering sind, da die Lebensräume überwiegend vom Menschen geprägt sind. Die wichtigsten ökologischen Belange befinden sich außerhalb des Geländes des Kernkraftwerks, und zwar in Naturräumen (Ufer der Gironde, Naturschutzgebiet), deren ökologischer Wert bereits durch das Verzeichnis der ZNIEFF (Naturgebiete von ökologischem, faunistischem und floristischem Interesse) der Region Aquitaine anerkannt ist.

5.2. Maßnahmen im Hinblick auf die Aktualisierung der Bewertung der Nachteile

Gemäß dem INB-Erlass und der „Umwelt"-Entscheidung der ASN[14]wird im Rahmen des Teils „Nachteile" der regelmäßigen Überprüfung ein Verfahren zur Aktualisierung der Bewertung der Nachteile durchgeführt, die die Anlagen für die geschützten Interessen darstellen.

Analyse der Wirksamkeit der Maßnahmen zur Vermeidung und Minderung der durch das Kernkraftwerk Blayais verursachten Auswirkungen und Belastungen:

Die Vermeidung und Verringerung von Beeinträchtigungen und Abfällen wird durch eine Reihe von Maßnahmen in den Bereichen Planung, Betrieb und Überwachung gewährleistet, die im Laufe der Jahre optimiert wurden, um den ökologischen, technischen und regulatorischen Entwicklungen gerecht zu werden. Ihre Auswahl ist das Ergebnis einer Analyse, deren Ziel es war, unter Berücksichtigung aller ökologischen und technischen Rahmenbedingungen, der regulatorischen Anforderungen und der Kosten ein Gesamtoptimum zu ermitteln. Die Durchführung einer Technologiebeobachtung sowie die Kenntnis und Analyse internationaler Praktiken und anerkannter Leitfäden haben es ermöglicht, die von EDF für das Kernkraftwerk Blayais getroffenen technischen und strategischen Entscheidungen zu validieren: Angesichts der ökologischen Herausforderungen und der lokalen Auflagen lassen die Gesamtumweltleistungen des Kraftwerks den Schluss zu, dass alle umgesetzten Maßnahmen den besten verfügbaren Techniken gleichwertig sind.

Analyse des chemischen und radiologischen Zustands der Umwelt:

Die Analyse des chemischen Zustands der Umwelt in der Umgebung des Kraftwerks stützt sich auf Messungen chemischer, physikalisch-chemischer und biologischer Parameter, die über einen Zeitraum von 10 Jahren an Messstationen innerhalb und außerhalb des Einflussbereichs der Emissionen des Kraftwerks durchgeführt wurden. Die Auswertung all dieser Daten zur Überwachung der aquatischen Umwelt in der Umgebung des Standorts über den Zehnjahreszeitraum 2011–2020 lässt den Schluss zu, dass der Betrieb des Kraftwerks keinen nennenswerten Einfluss auf die marine aquatische Umwelt hat und daher keine spezifischen Maßnahmen in diesen Punkten erforderlich sind.

Die radioökologischen Untersuchungen von Boden und Wasser in der Umgebung des Kernkraftwerks Blayais im Zeitraum
2011–2020 zeigen, dass die Radioaktivität überwiegend natürlichen Ursprungs ist (Kalium-40 und Beryllium-7). Die künstliche Radioaktivität ist hauptsächlich auf den globalen atmosphärischen Niederschlag infolge von Atomtests und den Unfällen von Tschernobyl sowie in geringerem Maße von Fukushima Daiichi zurückzuführen, ebenso wie auf die Ableitungen des Kernkraftwerks Blayais und des stromaufwärts an der Garonne gelegenen Kernkraftwerks Golfech.

Das Grundwasser wird regelmäßig überwacht, wobei durchschnittlich etwa 1.800 Analysen pro Jahr an rund dreißig Piezometern durchgeführt werden. Einige chemische Markierungen und eine radiologische Markierung (Tritium) waren oder sind Gegenstand verstärkter Überwachungsmaßnahmen oder Korrekturmaßnahmen. Diese Markierungen wurden innerhalb des Standorts beobachtet, und die eingerichtete Überwachung hat es ermöglicht, ihren lokalen Charakter sicherzustellen.

14 Entscheidung Nr. 2013-DC-0360 der ASN, konsolidiert am 22. Dezember 2016, über die Begrenzung von Belästigungen und der Auswirkungen auf Gesundheit und Umwelt durch kerntechnische Basisanlagen.

Was die Böden betrifft, wurden Untersuchungsgebiete entsprechend den aktuellen und früheren Aktivitäten an der Oberfläche festgelegt. Zwischen September 2020 und Juli 2021 wurden 44 Bohrungen oder Schachtbohrungen mit einem Bagger in Tiefen von bis zu 4 Metern durchgeführt, um Bodenproben zu entnehmen und chemische sowie radiologische Analysen durchzuführen: Es wurden keine chemischen oder radiologischen Markierungen festgestellt, mit Ausnahme eines Bereichs (Tritiummarkierung), für den Bewirtschaftungsmaßnahmen gelten.

Die Überprüfung der Einleitungsgrenzwerte auf der Grundlage der Erfahrungen aus dem Zeitraum 2014–2023 hat deren Vereinbarkeit mit den Betriebsbedingungen des Kraftwerks bestätigt.

Darüber hinaus werden die Ableitungen radioaktiver Flüssigabfälle aus dem Kraftwerk durch zwei unabhängige Messketten überwacht, wobei die Ableitung im Falle einer Anomalie bei einer der beiden automatisch gestoppt wird, was den Erwartungen hinsichtlich des Risikos von Ableitungen außerhalb der Grenzwerte entspricht.

Abfälle

Im Zeitraum 2014–2023 wurden am Standort gemäß den Bestimmungen für radioaktive Abfälle fast 30.000 Versandstücke verpackt. Etwa 0,06 % davon wiesen Eigenschaften auf, die mit den Behandlungs- oder Endlagerungswegen nicht vereinbar waren. Diese wurden vor ihrer Entsorgung einer gesonderten Untersuchung unterzogen.

Lärmemissionen

Zwischen Februar und März 2021 wurde im Kernkraftwerk Blayais eine akustische Messkampagne durchgeführt. Die Auswertung der durchgeführten Messungen zeigt, dass die Lärmpegel des Kernkraftwerks Blayais den Vorschriften entsprechen, abgesehen von einigen wenigen Überschreitungen, die keine nennenswerten Lärmbelästigungen verursachen und für die EDF im Rahmen der Erneuerung der Genehmigungen für Wasserentnahmen und Ableitungen des Kernkraftwerks Blayais bei der ASN einen Antrag auf eine abweichende Regelung gestellt hat.

So hat die ASN bei Erlass der neuen Genehmigungen für die Wasserentnahme und -ableitung des Kernkraftwerks Blayais im Juni 2023 gemäß Artikel 4.3.5 des INB-Erlasses und unter Berücksichtigung der besonderen Merkmale der Anlage, ihrer Umgebung sowie technischer und wirtschaftlicher Erwägungen eine abweichende Bestimmung erlassen.



6. Maintien dans le temps des installations

EDF-Kernkraftwerk Blayais, Gironde
© Copyright EDF – Yohan Espiaube

6.1. Altersmanagement und Technische Veralterung

Der Ansatz zur Bewältigung der Alterung und zum Umgang mit der Veralterung der in Betrieb befindlichen Reaktoren der EDF stützt sich auf:

- der Überwachung der Alterung von Systemen, Strukturen und Komponenten,
- der Instandhaltung,
- dem Umgang mit der Veralterung von Ausrüstung und Ersatzteilen.

Die wichtigsten vom Betreiber in diesem Bereich getroffenen oder vorgeschlagenen Maßnahmen dienen zwei Zielen:

- den Nachweis, dass nicht austauschbare Ausrüstungen auch nach 40 Jahren ihre Funktion erfüllen können:
  - Was den Reaktorbehälter betrifft, so ist im Rahmen der 4. Überprüfung der 900-MWe-Stufe
    - ist die für die vollständige Neuklassifizierung des Hauptprimärkreislaufs (CPP) von Blayais 3 durchgeführte Wasserdruckprüfung zufriedenstellend ausgefallen.

RÉALISÉ

- Es wurden Zusammenfassungen erstellt, um die Betriebsfähigkeit des Reaktorkessels nach einem konservativen deterministischen Ansatz (Neutronik, Werkstoffe, Mechanik usw.) nachzuweisen. Sie befassen sich sowohl mit der theoretischen Untersuchung des größten hypothetischen, nicht nachweisbaren generischen Defekts (der alle Reaktorbehälter der 900-MWe-Kraftwerke abdeckt) als auch mit den spezifischen Untersuchungen für jeden einzelnen Reaktorbehälter entsprechend den Ergebnissen der bei der 4. Zehnjahresinspektion (VD4) durchgeführten Kontrollen,
- Die Einbringung von Hafnium, einem neutronenabsorbierenden Material, in die Brennelemente des Reaktors von Blayais 3 gegenüber den Bereichen des Reaktordruckbehälters, die der stärksten Neutronenbestrahlung ausgesetzt sind, ermöglicht eine Verringerung der vom Reaktordruckbehälter aufgenommenen Neutronenfluenz (integrierter Neutronenfluss über die Betriebsdauer des Reaktors).

➢ Was die Sicherheitsbehälter betrifft, so wird deren mechanischer Zustand kontinuierlich durch Überwachungssysteme (z. B. Verformungsmessungen) überwacht und bei jeder zehnjährigen Inspektion einer Druckprüfung unterzogen. Diese Prüfung fand vom 23. bis 26. Oktober 2024 am Sicherheitsbehälter von Blayais 3 statt, wobei die Ergebnisse den Erwartungen entsprachen.

› um nachzuweisen, dass die austauschbaren Bauteile ihre Funktion auch nach 40 Jahren noch erfüllen können, oder um sie entweder auszutauschen oder zu sanieren.

Komponenten, deren Leistungsfähigkeit aufgrund ihrer Alterung nachlassen könnte und deren Ausfall Auswirkungen auf die Sicherheit haben kann, werden dokumentiert und regelmäßig aktualisiert: Alterungsanalyseblatt pro Komponente und Zusammenfassung der Eignung für den weiteren Betrieb pro Reaktor. In diesem Zusammenhang wurden im Rahmen der VD4 Inspektionen sowie Kontrollen und Wartungsmaßnahmen an den folgenden Systemen, Strukturen und Komponenten durchgeführt: Bauwerkskonstruktion, Leitsystem, für den Einsatz in nuklearen Umgebungen qualifizierte elektrische Kabel, elektrische Durchführungen, mechanische und elektromechanische Anlagen, elektrische Anlagen und Messtechnik.

Die sich aus den Ergebnissen dieser Studien ergebenden technischen Maßnahmen werden im Rahmen der 4e periodischen Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren umgesetzt, deren zwei wichtigste Maßnahmen im Folgenden vorgestellt werden.



Modernisierung des Systems zur Messung der Kernleistung (RPN)

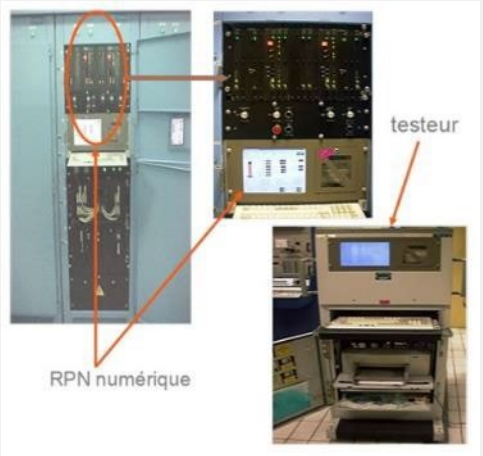
Pädagogische Aspekte

Das System zur Messung der Kernleistung (RPN) ermöglicht die permanente Überwachung der Reaktorleistung.

Beschreibung der Maßnahme

Ersatz der ursprünglichen analogen Steuerungs- und Kontrolltechnik durch eine digitale Technologie, die von der in Kernkraftwerken der 1300-MWe-Klasse abgeleitet ist, unter Beibehaltung aller bestehenden Funktionen.

Die wichtigsten betroffenen Räume sind das Elektrikgebäude und die an den Kontrollraum (SDC) angrenzenden Räume.

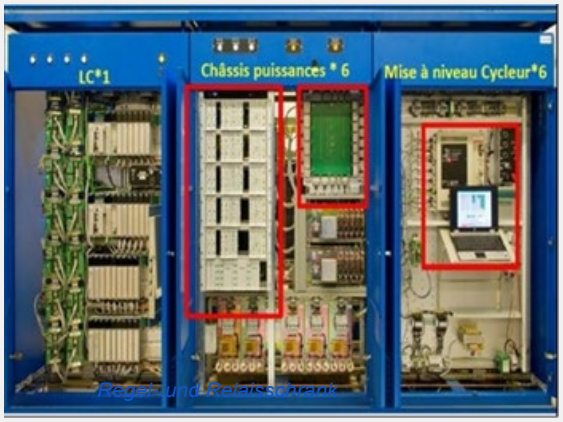


Maßnahmen bei Veralterung oder Ausfall von Komponenten des Steuerungssystems für die Reaktorkontrollgruppen (RGL)

Beschreibung der Anordnung

- Austausch der Regel- und Relaisschränke sowie Demontage bestimmter Schalter, die in diesen Schränken nicht mehr funktionsfähig sind.
- Sanierung der zugehörigen Verkabelung.

Diese Steuerungs- und Regelungselemente befinden sich hauptsächlich im Elektroraum und im Kontrollraum.



Im Rahmen des Ende 2021 begonnenen Vorfalls „Spannungskorrosion“ an den Hilfsleitungen des Hauptprimärkreislaufs (CSC) konnten die an den verschiedenen Reaktoren des Kernkraftwerkparks durchgeführten Gutachten zeigen, dass 900-MWe-Reaktoren, wie die des Blayais-Kraftwerks, kaum oder gar nicht anfällig für das Phänomen der Spannungskorrosion sind. Eine Behandlungsstrategie für den Kernkraftwerkspark und ein damit verbundenes Kontrollprogramm wurden festgelegt und werden in Absprache mit der Behörde für nukleare Sicherheit und Strahlenschutz regelmäßig überprüft.

Was den Reaktor Nr. 3 in Blayais betrifft, so haben die Kontrollen bestätigt, dass keine Maßnahmen erforderlich sind.

6.2. Für Unfallbedingungen qualifizierte Ausrüstung

Die Qualifizierung für Unfallbedingungen ist ein Verfahren, das gewährleisten soll, dass die erforderlichen Komponenten in der Lage sind, ihre Sicherheitsfunktionen in den Unfallsituationen zu erfüllen, denen sie potenziell ausgesetzt sein könnten (Druck, Temperatur, Feuchtigkeit, Strahlungswerte, Erdbeben usw.). Ursprünglich wurde die Qualifizierung der Komponenten für Unfallbedingungen unter der Annahme einer Betriebsdauer von 40 Jahren festgelegt.

Das Industrieprogramm von EDF sieht im Rahmen der 4. periodischen Überprüfung vor, nachzuweisen, dass die Qualifizierung der Ausrüstung für Unfallbedingungen nach 40 Jahren weiterhin gegeben ist, oder deren Austausch bzw. Sanierung.

Bei den mechanischen Anlagen konnten durch Gutachten überprüft werden, dass die an Armaturen und Pumpen festgestellten Alterungsmechanismen den Erwartungen entsprechen und dass keine neuen Alterungsmechanismen festgestellt wurden. Die Betriebsfähigkeit dieser Geräte nach 40 Jahren wird bestätigt, sofern die Wartungsmaßnahmen fortgesetzt werden, die darauf abzielen, alterungsanfällige nichtmetallische Komponenten regelmäßig zu ersetzen.

Was die elektrischen Anlagen betrifft, so wird die Aufrechterhaltung der Eignung unter Unfallbedingungen durch verschiedene Nachweismethoden sichergestellt, die von der Analyse über die Probenentnahme zur Prüfung bis hin zum Austausch reichen. Das Ergebnis dieses abgestuften und umfassenden Vorgehens führt zu einer erhebliche Anzahl vorbeugender Austausche von Komponenten sicherheitsrelevanter Systeme, die während der VD4 durchgeführt wurden.



Austausch elektrischer Komponenten

Beschreibung der Maßnahme

Austausch von:

- 48-V- und 125-V-
- Leistungsschalter, 48-V- und 125-
- V-Relais,
- Hilfskontakte an Stromkreisen,
- verschiedene elektrische Komponenten und Steuerungselemente.



7. Conclusion

Kernkraftwerk Blayais, Gironde Copyright EDF – Yohan Espiaube

Für die 4. periodische Überprüfung der 900-MWe-Reaktoren hat EDF als allgemeine Leitlinie festgelegt, die für Reaktoren der 3. Generation festgelegten Ziele der nuklearen Sicherheit anzustreben, wobei der EPR-Flamanville 3 als Referenzreaktor von EDF dient.

Die Umsetzung dieses allgemeinen Ziels beginnt mit einer Überprüfung der Konformität der Anlagen mit den geltenden Vorschriften, verbunden mit einer Vielzahl von Kontrollen vor Ort und der umgehenden Behebung etwaiger Mängel.

Die Überprüfung setzt sich fort mit der Festlegung und Umsetzung der von EDF vorgesehenen Maßnahmen zur Erreichung der Sicherheitsverbesserungsziele, die anhand der folgenden vier Hauptthemenbereiche definiert wurden:

- Unfälle ohne Kernschmelze: Verringerung der radiologischen Folgen unter die Schwellenwerte für die Einleitung von Notfallschutzmaßnahmen für die Bevölkerung,
- Extremereignisse: Berücksichtigung von Extremereignissen höherer Stufen – insbesondere Dürre, Hitzewelle, Überschwemmung, Erdbeben – sowie Einrichtung von „Hard-Core"-Anlagen zur Stärkung der Robustheit der Anlagen gegenüber extremen Ereignissen wie Erdbeben, Tornados und Überschwemmungen,
- Brennstoffbecken: Einrichtung einer zusätzlichen, von den bestehenden Anlagen unabhängigen Kühlmöglichkeit,
- Unfälle mit Kernschmelze: Hinzufügung von Maßnahmen, darunter die sogenannten „Hard-Core"-Anlagen, um frühe und umfangreiche Freisetzungen äußerst unwahrscheinlich zu machen und dauerhafte Auswirkungen auf die Umwelt zu vermeiden.

Es handelt sich um eine weitreichende Sicherheitsmaßnahme für den in Betrieb befindlichen Kernkraftwerkspark mit wesentlichen Weiterentwicklungen in der Auslegung und im Betrieb, die Gegenstand eingehender Folgenanalysen waren

. Zudem wurden Schulungs- und Begleitmaßnahmen für die Teams eingerichtet, die die neuen Vorkehrungen umsetzen werden.

Darüber hinaus hat EDF eine Überprüfung der negativen Auswirkungen der Anlage (Auswirkungen auf die Umwelt im Normalbetrieb) durchgeführt: Überprüfung der Einhaltung der Vorschriften, mehrjährige Bilanzen zu Wasserentnahmen und -verbrauch, Ableitungen, Umweltbelastungen und Abfallwirtschaft. Angesichts der ökologischen Herausforderungen und der lokalen Auflagen für das Kernkraftwerk Blayais wurden in den vergangenen Jahren Maßnahmen auf dem Stand der besten verfügbaren Techniken ergriffen. Zudem ergab die Analyse der chemischen, ökologischen und radiologischen Überwachungsdaten keinen signifikanten Einfluss der Anlage auf die Umwelt.

Schließlich umfasst die 4 periodische Überprüfung einen Teilbereich zur langfristigen Erhaltung der Anlagen: Alterung, Veralterung und Eignungsprüfung der Ausrüstung unter Unfallbedingungen. Sie stützt sich auf ein umfangreiches Programm zur Überprüfung der Funktionsfähigkeit der Ausrüstung, das den Austausch bestimmter Ausrüstungsteile vorsieht.

Nach Abschluss des öffentlichen Anhörungsverfahrens wird EDF die beschlossenen Maßnahmen für die Fortsetzung der Überprüfung von Blayais 3 während der nächsten planmäßigen Stillstände der Anlage umsetzen.



8. Glossaire

EDF-Kernkraftwerk Blayais, Gironde
© Copyright EDF – Bruno Amsellem

Abkürzungen	Bezeichnung
4e RP 900	4e Regelmäßige Überprüfung der 900-MWe-AAC-Reaktoren
AAR	Automatische Reaktorabschaltung
ACEM	Brennelemente, die gerade gehandhabt werden
IAEO	Internationale Atomenergie-Organisation (engl. IAEA: International Atomic Energy Agency)
AIF	Blitzschlag-Auswirkungsanalyse
AIP	Für den Schutz von Interessen wichtige Tätigkeit
AMC	Massiver Zustrom von Ablagerungen (Äste, Laub, vom Fluss mitgeführte Gegenstände)
AN	Normaler Stillstand
ANCCLI	Nationaler Verband der lokalen Informationskommissionen und -ausschüsse
ANDRA	Nationale Agentur für die Entsorgung radioaktiver Abfälle
AN/GV	Normale Abschaltung des Dampferzeugers (GV)
AN/RRA	Normale Abschaltung des RRA

AP	Parc-Affäre
APG	Entlüftungssystem für Dampferzeuger
API	Abschaltung wegen Wartungsarbeiten
API SO	Abschaltung bei ausreichend geöffneter primärer
Absperrvorrichtung APR	Abschaltung zum Nachfüllen
APRP	Unfall mit Verlust des Primärkühlmittels
APRP 2A	Störfall mit Verlust des Primärkühlmittels – doppelt geöffnete Schiebeklappe APRP BI
	Unfall mit Verlust des Primärkühlmittels – Zwischenbruch
ARE	Normales Versorgungssystem für Dampferzeuger ASG
	Notversorgungssystem für Dampferzeuger ASG-ND
	Sekundärkühlsystem „Harter Kern“
ASN	Behörde für nukleare Sicherheit
ASNR	Behörde für nukleare Sicherheit und Strahlenschutz (ehemals
ASN) ATEX	Explosionsgefährdete Atmosphäre
ATWS	Anticipated Transient Without Scram (Vorhergesehener Transient ohne automatische Reaktorabschaltung)
BAC	Gebäude für die Aufbereitungshilfskräfte
BAN	Gebäude für nukleare Hilfsanlagen
BK	Brennstoffgebäude
BL	Gebäude für die elektrischen Anlagen
BLEVE	Boiling Liquid Expanding Vapor Explosion (explosionsartige Verdampfung infolge des Bruchs eines Behälters, der eine Flüssigkeit enthält, deren Temperatur deutlich über ihrer Siedetemperatur bei Atmosphärendruck liegt)
BONNA (Rohrleitung)	Betonrohr mit Blechauskleidung
BPVA	Erweiterte Niederdruck-
Dampfleitung	
BR	Reaktorgebäude
BT	Niederspannung
BW	Gebäude mit den Nebenräumen des BR
Cb	Bor-Konzentration
CBAT	Betonrohr mit Blechkern
CC ND	Leitsystem „Hardcore“
CCL	Lokales Krisenzentrum
CDG	Falsche Positionierung, Ausfall von Clustern oder einer Gruppe von Clustern
CDU	Einziges Ausfallkriterium
CEA	Kommissariat für Atomenergie und alternative Energien
EMV	Elektromagnetische Verträglichkeit

CEPP	Dichtungssystem der Primärpumpen
CFC	Zusätzliche Betriebsbedingungen
CFI	Filtration des Kreislaufwassers
CLA	Wellen
CNCE	Nationale Gesellschaft der Untersuchungsbeauftragten
CNDP	Nationale Kommission für öffentliche Debatten
CNI	Kette der nuklearen Instrumentierung – Mittelstufe
CNP	Kerntechnische Messkette – Leistungsstufe
CNPE	Kernkraftwerk zur Stromerzeugung
CNS	Kerntechnische Messkette – Quellenebene
CPP	Hauptprimärkreislauf
CPY	Reaktorblock mit einer Leistung von 900 MWe ähnlicher Bauart (umfasst die Bauphasen CP1 und CP2)
CSA	Endlagerstätte „Centre de Stockage de l'Aube“ (ANDRA)
CSC	Spannungskorrosion
CSP	Hauptsekundärkreis
DA	Änderungsantrag
DAC	Verhaltensanalyseunterlagen
DAO	Optimales Auskultationsgerät
DAPE	Akte zur Eignung für den weiteren Betrieb
DC	Ergänzender Bereich oder Ergänzende Bestimmung
DCA	Stoßwellenschutzsystem DCC-LH Gemeinsame Fehlerursache der LH-Schaltanlagen
DCH	Direct Containment Heating (Direkte Beheizung des Sicherheitsbehälters)
DDOCE	Verschleiß oder Fehlfunktion von Bauwerken, Kreisläufen oder Anlagen DEL System zur Erzeugung und Verteilung von Kaltwasser für die elektrischen Räume der Kühlaggregate
DEG	System zur Erzeugung und Verteilung von Kaltwasser in den ASG-Räumen
DIL	Unkontrollierte Verdünnung von Borsäure
DMCP	Vorübergehender Druckabfall im Primärkreislauf
DMRI	Maßnahmen zur Brandrisikokontrolle
DOR	Leitfaden für die regelmäßige Überprüfung
DP	Sonderantrag
DPN	Direktion für Kernenergieerzeugung (EDF)
DRR	Vorgaben für behördliche Unterlagen
DUS	Notstromdiesel

DUV	Belüftungssystem für die DUS-Räumlichkeiten
DVC	Lüftungs- und Klimaanlage der Räumlichkeiten – Leitwarte und Sonstiges
DVD	Lüftungs- und Klimaanlage der Räume – Dieselräume
DVE	Raumlüftungs- und Klimaanlage – Verkabelungsdeck
DVF	Rauchkontrollsystem für elektrische Räume
DVG	Lüftungssystem für die Steuerungen der Aggregatgruppen und ASG-Pumpen DVH Notbelüftungssystem für Räume – Ladepumpenräume DVI Lüftungssystem für RRI-Räume
DVK	Lüftungs- und Klimaanlage für Räume – Brennstoffgebäude
DVL	Raumlüftungs- und Klimatisierungssystem – Elektrikgebäude
DVN	Raumlüftungs- und Klimatisierungssystem – Gebäude für nukleare Hilfsanlagen
DVP	Lüftungs- und Heizungssystem der Pumpstation
DVS	Lüftungssystem für die Maschinenräume der EAS- und RIS-ISBP-Pumpen – Gebäude der Notstromversorgung
DVW	Lüftungssystem für die Nebenräume
EAS	Wassersprühsystem im Sicherheitsbehälter EAS-ND System zur Ableitung der Restleistung aus dem Sicherheitsbehälter
EAU	Mess- und Überwachungssystem für den Sicherheitsbehälter (Zustandsüberwachung und seismische Messungen)
EBA	Lüftungssystem mit offenem Kreislauf bei Stillstand des Reaktorblocks
EC	Abweichung von den Vorgaben
ECOT	Prüfung der Konformität der Tranchen
ECP	Verfahren für den Störfallbetrieb des Primärkreislaufs
ECS	Ergänzende Sicherheitsbewertungen
ED	Zehnjahresprüfungen
EDA	Ausrüstung für den Fall eines Angriffs
EDF	Électricité de France
EDG	Auswurf eines Clusters
Dominoeffekte	Ein gefährliches Ereignis, das eine oder mehrere Anlagen eines Betriebs betrifft und ein weiteres Ereignis an einer benachbarten Anlage oder einem benachbarten Betrieb auslösen könnte, was zu einer allgemeinen Verschlimmerung der Auswirkungen des ersten Ereignisses führt

Klippen-Effekt	Plötzliche Veränderung des Verhaltens einer Anlage, die ausreicht, um eine geringfügige Abweichung vom vorgesehenen Unfallszenario zu bewirken, wodurch sich die Folgen des Unfalls erheblich verschärfen.
EF2 – EF4	Intensitätsstufen auf der Enhanced-Fujita-Skala (die Enhanced Fujita-Skala, kurz EF, ist eine Skala zur Einstufung der Stärke von Tornados anhand der verursachten Schäden)
EIP	Wichtiges Element für den Schutz von Interessen
EIPI	Wichtiges Element für den Schutz von Interessen vor Nachteilen EIPR Wichtiges Element für den Schutz von Interessen gegenüber konventionellen Risiken Vertragsrisiken
EIPS	Wichtiges Element zum Schutz der Interessen vor Sicherheitsrisiken (radiologische Zwischenfälle und Unfälle)
EJP	Spezifische Begründungsstudie
EN	Erforderliche Ausrüstung
END	Zerstörungsfreie Prüfung
EP	Regelmäßige Prüfung
PSA	Persönliche Schutzausrüstung
EPP	Pseudo-System zur Abdichtung und Leckageüberwachung des Gehäuses
EPR	European Pressurised Reactor – Druckwasserreaktor. Gehört zur dritten Generation der Kernreaktoren
EPRESSI	Verfahren zur Bewertung der tatsächlichen Leistungsfähigkeit von Brandschutzelementen im Brandfall
EPRI	Electric Power Research Institute (Forschungsinstitut für Elektrizitätswirtschaft, das Forschungsarbeiten für die US-amerikanische Stromerzeugungsindustrie durchführt)
EPS	Probabilistische Sicherheitsanalysen
ER	Requalifizierungsprüfung
ESP	Einfachwandige Testkammer
ESPN	Nukleare Druckbehälter
ESS	Sicherheitsrelevantes Ereignis
ETY	Druckentlastungssystem des Sicherheitsbehälters – Kontrolle der Wasserstoffkonzentration im Falle eines Unfalls
EVC	Belüftungssystem für den Behälterschacht
EVF	Internes Belüftungs- und Filtersystem des Reaktorgebäudes
FAIOp	Brandbekämpfungsanweisung für den Betreiber
FARN	Schnelleinsatztruppe für den Nuklearbereich
FAV	Altersanalysedatenblatt
FE	Abweichungsblatt
FMGC	Wartungsblätter für den Tiefbau

FPPI	Dauerbetrieb bei mittlerer Leistung
GC	Tiefbau
GCTa	Bypass-System für die Hauptturbine mit direkter Ableitung des von den Dampferzeugern erzeugten Dampfes in die Atmosphäre
GES	Notstromaggregat
GHE	Dichtungsölsystem des Generators
IPCC	Zwischenstaatlicher Ausschuss für Klimawandel GMPP Primäre Motorpumpengruppe
GNU	Gaspark
GON	Ornithologische und Naturforschende Vereinigung
GP/GPE	Ständige Expertengruppe
GPO	Ständige Leitungsgruppe
GPR	Ständige Expertengruppe für Reaktoren
GRV	System zum Befüllen und Entleeren des Generators mit Wasserstoff (H_2) GUS –
GeUS	Notstromaggregat
GSE (CP1)	Turbinensicherheitssystem (CP1)
GV	Dampferzeuger
H1	Vollständiger Ausfall der Kältequelle
H2	Vollständiger Ausfall der Stromversorgung der Dampferzeuger
H3	Vollständiger Ausfall der Stromversorgung
H4	Einsatz einer gegenseitigen Notversorgung der Pumpen für die Sicherheitsinjektion und die Sprühflutung im Falle eines Unfalls
HCTISN	Hoher Ausschuss für Transparenz und Information zur nuklearen Sicherheit HDU
	Gebäude, in dem sich der Notstromdiesel befindet
Hf	Hafnium: Material, das den Neutronenfluss reduziert, dem der Hochdruckbehälter
ausgesetzt ist	Hochspannung
HTA	Hochspannung A
HTB	Hochspannung B
ICB	Wechselwirkung zwischen Corium und Beton
ICPE	Klassifizierte Anlage zum Schutz der Umwelt
IEM	Elektromagnetische Störungen
IOTA	Anlagen, Bauwerke, Arbeiten und Einrichtungen im Bereich Wasser IGALL
	International Generic Ageing Lessons Learned (Integriertes Programm der IAEO zum der IAEO)
INB	Kernkraftwerk der Basisausführung
INES	International Nuclear Event Scale (Internationale Skala für nukleare und radiologische Ereignisse)

INSAG	International Nuclear Safety Advisory Group (Internationale Beratungsgruppe für nukleare Sicherheit)
IPG	Wechselwirkung zwischen Brennstofftablette und Hülle
IPS	Sicherheitsrelevant, als sicherheitsrelevant eingestuft
IPS-NC	Wichtig für die Sicherheit, nicht sicherheitsrelevant
IRSN	Institut für Strahlenschutz und nukleare Sicherheit
IS	Sicherheitsinjektion
ISBP	Niederdruck-Sicherheitsinjektion
ISHP	Hochdruck-Sicherheitsinjektion
JDT	Brandmeldesystem
JPD	Wasserverteilungssystem für die Brandbekämpfung außerhalb des Kernkraftwerksgeländes
JPI	Brandschutzsystem für den Kernkraftwerksbereich
JPL	Brandschutzsystem für elektrische Räume
JPP	Löschwassererzeugungssystem
KER	System zur Sammlung, Kontrolle und Ableitung flüssiger Abfälle aus dem Kernkraftwerksbereich
KHY	Wasserstoffdetektionssystem im Gebäude der nuklearen Hilfseinrichtungen KIS
	Seismisches Messsystem
KPR	Notausstiegstafel
KPS	Sicherheitstafel
KRG	Allgemeines Regelsystem
KRT	Strahlenschutzmesssystem
KSC	Instrumentierungssystem für den Kontrollraum
KUS	Steuerungs- und Kontrollsystem für das LHU-System
LAA	230-V-Gleichstromversorgung für die unterbrechungsfreie Einspeisung der 220-V-Wechselstrom-Wechselrichter LNE
LBi	Erzeugung und Verteilung von 125 V Gleichstrom
LCi	Erzeugung und Verteilung von 48 V Gleichstrom
LDA	Erzeugung und Verteilung von 30 V Gleichstrom zur Regelung
LDi	Verteilung 30 V Gleichspannung
LGi	Verteilung 6,6 kV ohne Notstromversorgung
LHA/B	6,6-kV-Wechselstrom-Verteilung mit Notstromversorgung
LHC	6,6-kV-Verteilung mit Notstromversorgung
LHP/Q	Notstromversorgung 6,6 kV Wechselstrom (Stromaggregate) LHT
	Diesel-Notstromversorgung
LHU	Notstromversorgung 6,6 kV (autonome Quelle – DUS)
LKi	380-V-Verteilung ohne Notstromversorgung

LIE	Untere Explosionsgrenze
LLi	380-V-Versorgung mit Notstromversorgung
LLS	Notstrom-Turbogenerator
LNi	Erzeugung und Verteilung von 220 V Wechselstrom
LUU	Erzeugung und Verteilung von 380 V Notstrom
MC	Zustandsorientierte Instandhaltung
MCG	Steuerungsmechanismen für Anlagengruppen
MDTE	Fehlende externe Spannung
MEL	Freigesetzte Masse und Energie
MFEAN 0 %PN	Fehlfunktion des normalen Speisewassers 0 % PN MFEAN 100 % PN
	Fehlfunktion des normalen Speisewassers 100 % PN MLC
	Lokale Krisenmaßnahmen
MOX	Gemischter Kernbrennstoff auf Basis von abgereichertem Uranoxid und Plutoniumoxid (UO_2 und PuO_2) aus der Aufbereitung
MQCA	Für Unfallbedingungen qualifizierte Ausrüstung
MRI	Brandrisikokontrolle
MS	Systematische Instandhaltung
MTD	Beste verfügbare Technik
MWe	Megawatt elektrisch
N4	Reaktorblock mit einer Leistung von 1450 MWe ähnlicher Bauart
ND	Harter Kern
NRO	Bewertung der Zielerreichung
NSO	Nicht ausreichend offen
NSQP	Note zur Strategie der schrittweisen Qualifizierung
OECD	Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung OISP
	Unbeabsichtigtes Öffnen eines Sicherheitsventils des Druckhalters OISS
	Unbeabsichtigtes Öffnen eines Sekundärventils bei 0 % Pn
PA	Aktivierungsprodukte
PAI	Brandbekämpfungsplan
PAV	Lüftungsaktionsplan
MOX-PARITÄT	Brennstoffmanagement
PBES	Niedrigster Sicherheitswasserstand
PBMP	Grundprogramm zur vorbeugenden Instandhaltung
PCC	Anlagenzustandskategorie (Betriebskategorien)
PEAN	Normaler Speisewasserverlust
PEE	Prüfverfahren

PEPSSI	Bewertungsgrundsatz für die Angemessenheit der Elemente zur Brandsektorenbildung
PF	Spaltprodukte
PFG	Möglichkeit eines Großbrandes
PFI	Starker Regen
PFL	Möglichkeit eines lokal begrenzten Brandes
PGGV	Durch starken Wind verursachte Flugkörper
PGVE	Durch extreme Winde erzeugte Geschosse
PIC	Programm für ergänzende Untersuchungen
PIJ-ND	Einspritzpumpe an den Dichtungen der Primärpumpenaggregate „Noyau Dur“ PLMV
	Lokales Programm zur Alterungsbeherrschung
PLU	Lokale Regenfälle
PMC	Brennstoffhandhabungssystem
PMOX	PARITE MOX – Brennstoffmanagement
Pn	Nennleistung des Reaktorkerns
PNPP	Nationale stufenweise Planung
PPDP	Teilweiser Verlust des Primärdurchflusses
PPI	Spezifischer Einsatzplan
PPR	Grundsatzprogramm zur Umwidmung
PSCC	Schalttafel für zusätzliche Signale und Steuerungen PSPR
	Überwachungsstelle für Risikoprävention
PT ASN	Technische Vorschrift der ASN
PTAE	Vollständiger Ausfall der externen Stromversorgung und der
Hauptdieselgeneratoren	PTC Vollständiger Lastverlust und/oder Auslösung der Turbine
PTR	Wasseraufbereitungs- und -kühlsystem für Schwimmbäder
PTR *bis*	Zusätzliches Wasseraufbereitungs- und Kühlsystem für Schwimmbäder PUI
	Interner Notfallplan
PV	Volumetrischer Schutz
PZR	Druckhalter
F&E	Forschung und Entwicklung
R1GP	Entfernung einer Leistungsregelungsgruppe
RAG	Alkali-Granulat-Reaktion
RAM	Stromversorgungssystem für die Steuermechanismen der Brennelemente-Bündel RAP
	Passive autokatalytische Rekombinatoren
RAZ	Stickstoffspeicher- und -verteilungssystem (für nukleare Zwecke) RBPP
	Blockierter Rotor einer Primärmotorpumpe

RCD	Vollständig entladener Reaktor
RCR	Abschlussbericht zur periodischen Überprüfung
RCP	Primärkreislauf
RCV	System zur chemischen und volumetrischen Kontrolle des Wassers im Primärkreislauf
RDI	Risiken interner Dominoeffekte
RDP	Druckhalter-Ablassbehälter
RDS	Sicherheitsbericht
REA	Wasser- und Bor-Nachspeisesystem
RECS	Ergänzende Sicherheitsbewertungsberichte
REP	Druckwasserreaktor
REU	Risiko eines einzelnen Bersts
REX	Erfahrungsrückfluss
RFC	Kernschmelzrisiko
RFDP	Erzwungene Reduzierung des Primärdurchflusses
RFS	Grundlegende Sicherheitsvorschrift
RGE	Allgemeine Betriebsregeln
RGL	Steuerungssystem für die Reaktorkontrollstäbe
RGV	Austausch eines Dampferzeugers
RIC	Internes Kerninstrumentierungssystem
RIE	Explosionsgefahr durch einen großflächigen Brand von außen
RIS	Sicherheits- und Schutzsystem für den Primärkreislauf (Sicherheitseinspeisung) RNP
	Anstieg des Grundwasserspiegels
ROR	Bruch eines Stauwerks
RP	Regelmäßige Überprüfung
RP4	4e Regelmäßige Überprüfung
RP4 900	4e Regelmäßige Überprüfung von 900-MWe-Reaktoren RP
	Reaktor im Betrieb
RPC	Besondere Verhaltensregeln
RPE	Abwassersammelsystem des Kernkraftwerksbereichs
RPN	System zur Messung der Kernleistung
RRA	Reaktorkühlsystem im Stillstand
RRB	Bor-Wiedererwärmungssystem
RRI	Zwischenkühlsystem
RSI	Interne Sulfatierung
RTE	Bruch einer Haupttrinkwasserleitung

RTGV	Bruch eines Dampferzeugerrohrs
RTGV3	Bruch eines Dampferzeugerrohrs der Kategorie 3 RTGV4 Bruch eines Rohrs im Dampferzeuger der Kategorie 4
RTHE	Bruch einer Hochdruckleitung
RTV	Bruch einer Dampfleitung
RTV3	Erheblicher Bruch einer Dampfleitung
SAPA	Aufnahmestation für kleine Anwendungen
SAR	Regelbares Druckluftverteilungssystem
SDC	Kontrollraum
SDD	Auslegungsbeben
SEC	Not-Rohwasserversorgungssystem
SEG	Diversifiziertes Wasserversorgungssystem
SEI	Schwelle für irreversible Auswirkungen
SEL	Seismic Equipment List (Liste der seismischen Ausrüstung)
SELS	Schwelle für signifikante tödliche Auswirkungen
SER	System zur Speicherung und Verteilung von entmineralisiertem Wasser
SF-ND	Kaltwasserquelle mit festem Kern
SGZ	Gasspeichersystem
SIP C	Steuerungsteil des Prozessinstrumentierungssystems
SIRENE	EDF-Informationssystem für Ableitungen und Umwelt im Nuklearbereich SMHV Historisch wahrscheinlichstes Erdbeben
SMS	Sicherheitsrelevantes Erdbeben
SND	Kernbeben
SOH	Soziale, organisatorische und menschliche Faktoren
SRI	Referenzsituation für das Hochwasserrisiko
SSC	Systeme, Strukturen und Komponenten
TA	Hilfstransformator
TAM	Hardware-Zugriffspuffer
TAS	Notfall-Turbo-Generator
Td	Temperatur für die Verfügbarkeit der Hardware
TE	Außergewöhnliche Temperatur
TEG	Abgasbehandlungssystem
TEP	Primärabwasserbehandlungssystem
TEPCO	Tokyo Electric Power Company – japanischer Stromerzeuger TEU Abwasseraufbereitungssystem

TFA	Sehr schwach radioaktiv
THE	Hochdruckrohrleitungen
TLD	Langzeit-Temperatur
Tnd	Temperatur ohne Materialschädigung
TOR	Alles oder nichts
TP	Haupttransformator
Segment	Produktionseinheit
TRICE	Giftig, radioaktiv, entzündlich, ätzend, explosiv
TS	Abzweigtransformator
TSD	Begriff „Quelle“ – Trümmer
TTS	Serienanfangs-Tranche
U3	Endgültiges Verfahren Nr. 3 – Einrichtung mobiler Notfallmaßnahmen für die Systeme EAS und ISBP
U5	Endverfahren Nr. 5 – Druckentlastung und Filterung der freigesetzten Stoffe, anzuwenden bei langsamem Druckanstieg im Reaktorbehälter nach einem Unfall mit Kernschmelze
VD2	Zweite zehnjährige Überprüfung
VD3-900	Dritte zehnjährige Inspektion der 900-MWe-Reaktoren
VD4-900	Vierte zehnjährige Inspektion der 900-MWe-Reaktoren
VP	Teilinspektion
WANO	World Association of Nuclear Operators (Weltverband der Kernkraftwerksbetreiber)
WENRA	Western European Nuclear Regulators Association (Verband der westeuropäischen Atomaufsichtsbehörden)
ZII	Interne Überschwemmungszonen



DOCUMENT

5

Liste der Texte, die das öffentliche Anhörungsverfahren sowie seinen Zusammenhang mit dem Verfahren zur periodischen Sicherheitsüberprüfung gemäß Art. L 593-19 des französischen Umweltgesetzbuchs regeln

Öffentliches Anhörungsverfahren über den Bericht der 4. periodischen Sicherheitsüberprüfung

Reaktor Nr. 2
Kernkraftwerk von Blayais

1. Liste der Texte, die das öffentliche Anhörungsverfahren regeln

Liste der Texte, die das öffentliche Anhörungsverfahren regeln:

- Art. L. 593-18 und L. 593-19 des französischen Umweltgesetzbuchs.
- Art. R. 593-62 bis R. 593-629 des französischen Umweltgesetzbuchs.
- Art. R. 123-2 bis R. 123-27 des französischen Umweltgesetzbuchs.

2. Zusammenhang des öffentlichen Anhörungsverfahrens mit dem Verfahren zur periodischen Sicherheitsüberprüfung gemäß Art. L 593-19 des französischen Umweltgesetzbuchs

Hintergrund der periodischen Sicherheitsüberprüfung

In Frankreich schreibt das Umweltgesetzbuch vor, dass Kernkraftwerke verordnungsgemäß ohne Betriebsdauereinschränkung zugelassen sind und periodischen Sicherheitsüberprüfungen unterzogen werden, die die internationalen Best Practices berücksichtigen.

Diese Sicherheitsüberprüfung dient folgenden Zwecken:

- *Prüfung der Situation der Anlagen im Hinblick auf die für sie geltenden Regeln,*
- *Aktualisierung der Einschätzung der Risiken oder Nachteile der Anlage für die in Art. L. 593-1 des französischen Umweltgesetzbuchs aufgeführten Interessen* (öffentliche Sicherheit, Gesundheit und Hygiene oder Umwelt- und Naturschutz)*, unter Berücksichtigung des Zustands der Anlage, der im Rahmen des Betriebs gesammelten Erfahrung, der Weiterentwicklung der Kenntnisse, unter anderem über den Klimawandel und seine Auswirkungen, sowie der für gleichwertige Anlagen geltenden Regeln. Diese Bewertung der Risiken berücksichtigt die Folgen des Klimawandels auf externe Beanspruchungen, die im Rahmen derselben zu beachten sind.*

Nach Abschluss der Sicherheitsüberprüfung legt der Betreiber der Autorité de Sûreté Nucléaire Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection (ASNR – Behörde für nukleare Sicherheit und Strahlenschutz) und dem für die nukleare Sicherheit zuständigen Minister einen Abschlussbericht über die Sicherheitsüberprüfung (RCR – Rapport de conclusions du réexamen) vor.

Nach dem 35. Betriebsjahr eines Reaktors findet ein öffentliches Anhörungsverfahren bezüglich des Abschlussberichts über die Sicherheitsüberprüfung statt (siehe unten).

Die ASNR berücksichtigt die Schlussfolgerungen des öffentlichen Anhörungsverfahrens in ihrer Analyse des Betreiberberichts und in den von ihr festgelegten Vorgaben, und legt ihre Analyse des Berichts sowie ihre Vorgaben dem für die nukleare Sicherheit zuständigen Minister vor.

Zusammenhang des öffentlichen Anhörungsverfahrens mit dem Verfahren zur periodischen Sicherheitsüberprüfung gemäß Art. L. 593-19 des französischen Umweltgesetzbuchs

Das vorliegende öffentliche Anhörungsverfahren betrifft den Abschlussbericht über die Sicherheitsüberprüfung im Rahmen der Sicherheitsüberprüfung nach dem 35. Betriebsjahr eines Kernkraftwerks und steht wie folgt mit dem Verfahren bezüglich der periodischen Sicherheitsprüfung im Zusammenhang:

- **Der Betreiber legt seinen Abschlussbericht über die Sicherheitsüberprüfung der ASNR und dem für die nukleare Sicherheit zuständigen Minister vor**.
- Anschließend **erstellt der Betreiber die Unterlagen** gemäß Art. R. 593-62-4 des französischen Umweltgesetzbuchs **für das öffentliche Anhörungsverfahren** und legt es der ASNR vor. Der für die nukleare Sicherheit zuständige Minister erhält ebenfalls eine Kopie,
  - *1. Ein Präsentationsmerkblatt aus dem die Kontaktdaten des Betreibers, der Gegenstand des Anhörungsverfahrens, die maßgeblichen Ergebnisse der Sicherheitsüberprüfung, die wichtigsten der in Punkt 3. genannten Maßnahmen und die Hauptgründe – insbesondere hinsichtlich des Schutzes der in Art. L. 593-1 genannten Interessen – aus denen sie vom Betreiber vorgeschlagen werden, sowie die wichtigsten, zur besseren Wahrung der in Art. L. 593-1 genannten Interessen seit der vorherigen periodischen Sicherheitsüberprüfung ergriffenen Maßnahmen hervorgehen;*
  - *2. Der in Abs. 1 des Art. L. 593-19 genannte Bericht, ggf. mit Ausnahme der im Rahmen eines gemäß dem letzten Abs. des Art. L. 593-18 getrennten Berichts vorgelegten Punkte;*
  - *3.1. Die Beschreibung der vom Betreiber im Anschluss an die periodische Sicherheitsüberprüfung zur Behebung der festgestellten Abweichungen oder zur besseren Wahrung der Interessen gemäß Art. L. 593-1 vorgeschlagenen Maßnahmen, die im ersten Absatz des Art. L. 593-19 aufgeführt sind;*
  - *3.2. Ein Dokument über die mit dem Betrieb des Reaktors während der nächsten zehn Jahre verbundenen Auswirkungen auf die Umwelt, einschließlich der radiologischen oder sonstigen Folgen eventueller Ereignisse oder Unfälle. Dieses Dokument kann sich auf mehrere Reaktoren desselben Standorts beziehen, insofern sie einen ähnlichen technischen Zustand aufweisen;*
  - *4. Gegebenenfalls die Ergebnisse der implementierten Konsultierungsmaßnahmen für den gemeinsamen Teil der periodischen Sicherheitsüberprüfung im Rahmen der Anwendung des Art. R. 593-62-1;*
  - *5. Die Liste der Texte, die das öffentliche Anhörungsverfahren sowie seinen Zusammenhang mit dem Verfahren zur periodischen Sicherheitsüberprüfung gemäß Abs. 2 ff. Art. L. 593-19 regeln.*
- **Die ASNR übermittelt die Unterlagen an den Präfekten** des Departements, in dem das öffentliche Anhörungsverfahren stattfinden soll. Wenn das Anhörungsverfahren mehrere Departements betrifft, erhält jeder der jeweils zuständigen Präfekten die Unterlagen.
- **Der Präfekt** (ggf. der Koordinator) **ist für die Vorbereitung und Einleitung des öffentliches Anhörungsverfahrens zuständig** (Festlegung des Umfangs der Konsultierung, Anrufung des Vorsitzenden des Verwaltungsgerichts zur Bestellung des unabhängigen Gutachters/der Anhörungskommission, Ausführung der verschiedenen Bekanntmachungsmaßnahmen der entsprechenden Unterlagen bezüglich des Aushangs, der Veröffentlichung in der Presse und der Veröffentlichung im Internet).
- **Der Präfekt ist ebenfalls zuständig für die Konsultierung der verschiedenen Gebietskörperschaften im Konsultierungsumkreis** (die betroffenen Gemeinden und Gemeindeverbände, Departements und Regionen), und zwar spätestens zum Zeitpunkt der

Einleitung des öffentlichen Anhörungsverfahrens. Er berät sich unter den gleichen Bedingungen mit dem **lokalen Informationsausschuss (CLI – Commission locale d'information)**.

- **Wenn ein Nachbarland an den Konsultationsumkreis angrenzt** oder wenn die Grenzbedingung nicht erfüllt ist, der Präfekt jedoch auf eigene Initiative oder auf Anfrage der Behörden eines anderen Mitgliedstaats der Europäischen Union oder einer Vertragspartei des am 25. Februar 1991 in Espoo unterzeichneten Übereinkommens über die Bewertung der Umweltfolgen in einem grenzüberschreitenden Rahmen der Ansicht ist, dass der Betrieb des Reaktors maßgebliche Auswirkungen auf die Umwelt in diesem Staat haben könnte, auch wenn im Konsultationsumkreis keine gemeinsame Grenze vorhanden ist**:**
  - Der Präfekt informiert diesen Staat über die Einleitung des öffentlichen Anhörungsverfahrens und legt ihm eine Ausfertigung der Anhörungsunterlagen vor. Das in Punkt 3.2 des oben genannten Art. R 593-62-4 bezeichnete Dokument und der Hinweis über die Art und Weise in der sich die öffentliche Anhörung in das Verfahren der periodischen Sicherheitsüberprüfung einfügt, werden erforderlichenfalls übersetzt.
  - Die Mitteilung über die Verordnung zur Einleitung des öffentlichen Anhörungsverfahrens legt die Fristen fest, innerhalb derer die Behörden dieses Landes ihre Absicht zur Teilnahme an dem öffentlichen Anhörungsverfahren äußern können. Das öffentliche Anhörungsverfahren kann erst nach Ablauf dieser Frist beginnen.
  - Der Präfekt übermittelt die Unterlagen an den Außenminister.
- Unter der Leitung des unabhängigen Gutachters oder der Anhörungskommission, die von der ASNR, dem Präfekten und dem Betreiber unabhängig sind, **legt der Präfekt die Dauer des öffentlichen Anhörungsverfahrens fest**.
- **Nach Abschluss der öffentlichen Anhörung obliegt es dem unabhängigen Gutachter** (oder dem Vorsitzenden der Anhörungskommission), einen Bericht zu erstellen, der den Ablauf des Anhörungsverfahrens beschreibt und die Anmerkungen der Öffentlichkeit sowie die im Rahmen des Anhörungsverfahrens gesammelten Vorschläge und eventuellen Anmerkungen des Betreibers untersucht. Er erstellt seinen Bericht einschließlich seiner begründeten Schlussfolgerungen und legt ihn dem **Präfekten** vor.
- **Der Präfekt übermittelt der ASNR** den Bericht und die Schlussfolgerungen des unabhängigen Gutachters einschließlich seiner Meinung und ggf. der Ergebnisse der Konsultierungen der Gebietskörperschaften, des lokalen Informationsausschusses (CLI – Commission locale d'information) und der Nachbarstaaten. Er legt dem für die nukleare Sicherheit zuständigen Minister eine Kopie der Unterlagen vor.
- **Die Autorité de Sûreté Nucléaire (ASN – Behörde für nukleare Sicherheit) berücksichtigt die Schlussfolgerungen des öffentlichen Anhörungsverfahrens und die Ergebnisse der eventuellen Konsultierung der Nachbarstaaten** in ihrer Analyse des Betreiberberichts und in den von ihr festgelegten Vorgaben**.**