



Centrale nucléaire de Dampierre-en-Burly



Enquête publique sur le rapport du 4^e réexamen périodique

PIÈCE 2

Bericht, der Folgendes enthält

die Ergebnisse der Überprüfung

(RCR) des Reaktors N° 4



ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

INHALTSVERZEICHNIS

EINLEITUNG	5
0. HINTERGRUND	6
1. GRUNDSÄTZE DER REGELMÄSSIGEN ÜBERPRÜFUNG	8
2. VON EDF FESTGELEGTE ZIELE FÜR DIE VIERTE REGELMÄSSIGE ÜBERPRÜFUNG DER ANLAGE DER 900-MWE-KLASSE	11
3. BERÜCKSICHTIGUNG DER ERKENNTNISSE AUS DEM UNFALL VON FUKUSHIMA	15
TEIL I – RISIKEN	18
KAPITEL 1: KONFORMITÄT	20
Abschnitt 0: Behebung von Abweichungen mit Auswirkungen auf die Sicherheit	22
Abschnitt 1: Konformitätsprüfung	27
Abschnitt 2: Programm für ergänzende Untersuchungen (PIC)	45
Abschnitt 3: Behandlung von sicherheitsrelevanten Ereignissen (ESS) der Stufe 1 oder höher auf der INES-Skala sowie von Ereignissen	
Umweltrelevante Parameter (ESE) in Bezug auf die Flüssigkeitsrückhaltung	49
Abschnitt 4: Überprüfung der Systemkonformität	53
KAPITEL 2: NEUBEWERTUNG	68
Abschnitt 1: Unfälle ohne Kernschmelze	70
Abschnitt 2: Angriffe	105
Abschnitt 3: Lagerbecken für Brennelemente	198
Abschnitt 4: Unfälle mit Kernschmelze	214
Abschnitt 5: Konventionelle Risiken	236
Abschnitt 6: Querschnittsstudien	243
Abschnitt 7: Beitrag der Kerngruppe zu den Zielen der Überprüfung	256
TEIL II: NACHTEILE	289
TEIL III: WEITERBETRIEB NACH 40 JAHREN	383
Abschnitt 1: Bewältigung von Alterung und Veralterung	385
Abschnitt 2: Steuerung der Qualifizierung der MQCA	409
Schlussfolgerung	430
Anhang	434
Glossar	447

EINLEITUNG

Die vierte zehnjährige Inspektion des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly (CNPE) begann am 13.07.2024 (Trennung vom Stromnetz) und dauerte bis zum 21.12.2024 (Wiederanschluss an das Stromnetz). Die Reaktorabschaltung erfolgte am 18.12.2024.

Im Rahmen der vierten regelmäßigen Überprüfung der Blöcke der Baureihe CPY (900 MWe) stellt das vorliegende Dokument den Abschlussbericht zur Überprüfung von Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly 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 Dampierre-en-Burly 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
- Block-spezifischer Teil
 - Besonderheiten des Blocks: Dieser Teil stellt die lokale Umsetzung der Studien 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 Schutzinteressen 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 könnte. 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 L.593-19: „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.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

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. Im Rahmen dieser Überprüfungen legt der Betreiber der Behörde für nukleare Sicherheit fünf Jahre nach Vorlage des in Absatz 1 dieses Artikels genannten Berichts einen Zwischenbericht vor, in dem über die Umsetzung der in Artikel L. 593-10 im Rahmen 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 usw.) führen. Nachteile entstehen durch den normalen Betrieb oder den Betrieb im Notbetrieb der Anlagen (Wasserentnahme und -ableitung, Lärm, Erschütterungen usw.).

Dieser Ansatz wird in einer Weise umgesetzt, die den Anforderungen der nuklearen Sicherheit und des Umweltschutzes sowie wirtschaftlich akzeptablen Bedingungen angemessen ist.

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 Anlagenkomponenten und die Aufrechterhaltung der Eignung der Anlagen unter Unfallbedingungen abdeckt.

Die Überprüfung umfasst eine „generische“ Phase, die für alle Blöcke der Reaktorgeneration (CPY) gilt. 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 die Fortsetzung des Betriebs 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-Reaktorreihe (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 Baureihe 900 MWe“ („GPO“ im weiteren Verlauf des Dokuments) gewidmet waren. Die Leitlinien für die Sicherheitsüberprüfung 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 durch konkrete Maßnahmen verpflichtet, ihr Arbeitsprogramm zu vervollständigen. Auf der Grundlage dieser Maßnahmen und des Austauschs in diesen Ständigen Gruppen hat die ASN am 20. April 2016 nach einer öffentlichen Anhörung ergänzende Anforderungen formuliert.

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 Weiterbetrieb 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) daraufhin 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 Weiterentwicklung des Wissensstands 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 Serienreaktors (TTS), Tricastin 1 für die CPY-Stufe, bildet die Referenz zum Abschluss der generischen Phase der 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 nötig 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 Ableitungen 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 (CNPE) Dampierre-en-Burly ist Block 1 (INB Nr. 84) 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-Generation (4. RP 900) die Annäherung an die für Reaktoren der 3. Generation festgelegten Ziele der nuklearen Sicherheit, wobei der EPR in Flamanville 3 als Referenzreaktor der EDF dient.

2.1 ZIELE

Der Prozess zur Verbesserung des Schutzes der Interessen mit seiner allgemeinen Ausrichtung „nukleare Sicherheit“ spiegelt sich in den folgenden Zielen wider:

2.1.1 Ziele des Risikobereichs des 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,
- ❖ der Prüfung der Konformität der Blöcke mit den Anforderungen des 3 RP 900, das die bestehenden Betriebs- und Instandhaltungsvorschriften ergänzt (regelmäßige Prüfungen, Programme zur Wartungsprogramme) durch die Umsetzung von Kontrollen vor Ort und/oder dokumentarischen Kontrollen,
- ❖ das PIC (Programm für ergänzende Untersuchungen), dessen Ziel es ist, die Annahmen über das Nichtvorhandensein von Betriebsschäden in Bereichen, die nicht von den Wartungsprogrammen abgedeckt sind,
- ❖ die Bearbeitung von sicherheitsrelevanten Ereignissen der Stufe 1 oder höher auf der INES-Skala sowie von umweltrelevanten Ereignissen im Zusammenhang die 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 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 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 dem 4-RP 900 verbundenen Bestimmungen 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 Dampierre 4, d. h. im April 2030).

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 (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;
- In Phase B wird die Umsetzung der materiellen und konzeptionellen Änderungen abgeschlossen. Die Umsetzung dieser Änderungen ist spätestens fünf Jahre nach Vorlage des Abschlussberichts zur Überprüfung vorgesehen (im April 2030 für Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly).
- Die Phase „Ergänzungen“ ermöglicht die Umsetzung bestimmter Änderungen, die sich aus den Ergebnissen der vierten periodischen Überprüfung durch die Behörde für nukleare Sicherheit ergeben und die aufgrund ihrer Art (wie beispielsweise die Notwendigkeit, neue Ausrüstung unter sehr rauen Umgebungsbedingungen zu qualifizieren) eine Vorbereitungszeit von etwa 5 Jahren erfordern. Die Umsetzung dieser Änderungen ist spätestens 8 Jahre nach Vorlage des Abschlussberichts der Überprüfung für die ersten Reaktoren der Baureihe 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 Dampierre 4, d. h. im April 2030).

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 einer Phasenbezeichnung („Phase B“ oder „Ergänzungsphase“) 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 4-Zehnjahresinspektion 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 einer vollständigen Kernschmelze und eines Durchbruchs des Reaktorbehälters“. Die Einrichtung des „Noyau Dur“ gewährleistet, dass kein „Klippeneffekt“ auftritt, selbst 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.

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 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-Daiichi“.
- 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 in Verbindung mit der 4. periodischen Überprüfung (RP) der 900-MWe-Baureihe.



ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

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

TEIL I – RISIKEN

KAPITEL 1: KONFORMITÄT	19
Abschnitt 0: Beseitigung von Abweichungen mit Auswirkungen auf die Sicherheit	21
Abschnitt 1: Konformitätsprüfung	27
Abschnitt 2: Programm für ergänzende Untersuchungen (PIC)	48
Abschnitt 3: Umgang mit sicherheitsrelevanten Ereignissen (ESS) der Stufe 1 oder höher auf der INES-Skala und mit umweltrelevante Ereignisse (ESE) im Zusammenhang mit der Flüssigkeitseindämmung	53
Abschnitt 4: Überprüfung der Konformität der Systeme	57
KAPITEL 2: NEUBEWERTUNG	73
Abschnitt 1: Unfälle ohne Kernschmelze	75
Abschnitt 2: Angriffe	112
Abschnitt 3: Lagerbecken für Brennelemente	209
Abschnitt 4: Unfälle mit Kernschmelze	225
Abschnitt 5: Konventionelle Risiken	247
Abschnitt 6: Querschnittsstudien	255
Abschnitt 7: Beitrag der Kerngruppe zu den Zielen der Überprüfung	269

KAPITEL 1: KONFORMITÄT

INHALTSVERZEICHNIS VON KAPITEL 1

KAPITEL 1: KONFORMITÄT

Abschnitt 0: Beseitigung von Abweichungen mit Auswirkungen auf die Sicherheit	22
Abschnitt 1: Konformitätsprüfung	27
Abschnitt 2: Programm für ergänzende Untersuchungen (PIC)	45
Abschnitt 3: Behandlung von sicherheitsrelevanten Ereignissen (ESS) der Stufe 1 oder höher auf der INES-Skala und von umweltrelevanten Ereignissen (ESE) im Zusammenhang mit der Flüssigkeitseindämmung	49
Abschnitt 4: Überprüfung der Systemkonformität	53

Abschnitt 0: Behebung von Abweichungen mit Auswirkungen auf die Sicherheit



INHALTSVERZEICHNIS ABSCHNITT 0

Abschnitt 0: Behebung von Abweichungen mit Auswirkungen auf die Sicherheit

0.1 Ziel24

0.2 Antwort.....24

0.3 Fazit.....26

Abschnitt 0 – Beseitigung von Abweichungen, die sich auf die Sicherheit auswirken

0.1 Ziel

In Anwendung der von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase vom 4. RP 900 erlassenen Vorschrift [CONF-A] gilt: „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 vor der Vorlage des Abschlussberichts der Überprüfung 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 Mängel über die Zehnjahresinspektion 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 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 beheben. Bei besonderen Schwierigkeiten bei der Behebung einer sicherheitsrelevanten Abweichung 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-Aktionspläne (die Feststellungen und Abweichungen zusammenfassen) bezüglich des Reaktors Nr. 4 wurden im Rahmen dieser Zehnjahresinspektion unter besonderer Berücksichtigung des zur Einhaltung der Vorschrift [CONF-A] eingerichteten Vorgehens behandelt. Alle PA CSTA, die die gemeinsamen Bereiche der Blöcke Nr. 3 und 4 („Block 8“) oder den Standort „Block 0“ betreffen, wurden im Rahmen der Zehnjahresinspektion des Reaktors Nr. 3 zwischen 2023 und 2024 bearbeitet.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Die CSTA-Befunde 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-Befunde zu überprüfen und andererseits die Bearbeitung der während des Stillstands festgestellten Mängel sicherzustellen.

Im Anschluss an diesen Prozess sollen alle sicherheitsrelevanten Abweichungen, die vor Beginn des Stillstands VD4 von Reaktor Nr. 4 identifiziert oder während dieses Stillstands festgestellt wurden, vor dem Ende des Stillstands VD4 behoben werden, mit Ausnahme der folgenden Abweichungen:

- Die Abweichung betrifft eine Unterbewertung des Kritikalitätsrisikos durch Verdünnung in den Abschaltzuständen des Blocks. Die Änderung PNPP1797 bezüglich des Einbaus eines Borometers am Auslass des chemisch-volumetrischen Kontrollsystems (RCV) wurde am Block 4 in Dampierre umgesetzt. Die Umsetzung dieser Änderung wird vorläufig ausgesetzt, um weitere Untersuchungen durchzuführen. In der Zwischenzeit werden die bereits im Zustand VD3 umgesetzten Ausgleichsmaßnahmen im Zustand VD4 fortgeführt und ermöglichen es, die Beherrschung der zufälligen Transienten bei homogener Verdünnung in den Abschaltzuständen sicherzustellen.
- 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 Einfügen von Hafnium-Zwischenstücken am oberen und unteren Ende der im Brennelement enthaltenen spaltbaren Säule. Diese Abweichung wird behoben sein, 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 in den Qualifikationsunterlagen für die Motoren der Kühlpumpen des Reaktors im Stillstand (RRA) der Baureihe CPY berücksichtigt sind. Die endgültige Behebung dieser Abweichung erfordert eine Änderung der internen elektrischen Verbindungen der Motoren der RRA-Pumpen. Bis zur endgültigen Behebung werden zusätzliche Maßnahmen getroffen, darunter die Überprüfung der dielektrischen Eigenschaften und der Isolation bei jedem Stillstand zum Wiederaufladen. Diese während der Zehnjahresinspektion an den beiden Motoren der RRA-Pumpen des Blocks 4 in Dampierre-en-Burly durchgeführten Prüfungen entsprechen den Erwartungen.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

- Die Konstruktionsabweichung betrifft die unvollständige Abdeckung der Nachweise zur Reaktivitätskontrolle während der Betriebsphase nach einem Unfall für bestimmte Transienten. Die Reaktivitätskontrolle wird für alle Leistungsstufen und deren Brennstoffmanagement unter realistischen Annahmen eingehalten. Die Modalitäten zur Behebung dieser Konstruktionsabweichung wurden von den Ingenieurzentren festgelegt. Die Überprüfung der Reaktivitätskontrolle während der Phase C aller Transienten des Auslegungsbereichs, einschließlich der Phasen des Rückfalls in den sicheren Zustand sowie des Erreichens und Aufrechterhaltens des sicheren Zustands, wird in die nächsten Sicherheitsüberprüfungen einbezogen. Zwischen März und Juni 2026 wird die Angemessenheit der Sicherheitsmargen und der gegebenenfalls erforderlichen Maßnahmen für die Transienten der Familien F2 und F3 begründet.
- Die in den RTV4-Studien festgestellte Abweichung bezüglich des langsamen Abklingens des Primärdurchflusses. Jüngste Nachuntersuchungen haben die Bedeutung der Abklingzeit des Primärdurchflusses aufgezeigt, die ursprünglich nicht als bemessungsrelevant berücksichtigt worden war. Die nachträgliche Analyse der Abklingzeiten des Primärdurchflusses bestätigt eine ausreichende Abklingzeit. Die Behebung dieser Unstimmigkeit wird bis Januar 2027 erfolgen.
- Die Abweichung betrifft das Fehlen einer Qualifizierung hinsichtlich einer Anforderung an die Funktionsfähigkeit der Drucksensoren vor den Pumpen des Zwischenkühlkreislaufts (RRI) im Erdbebensfall. Diese Sensoren tragen zur Abschaltung des nicht erdbebensicheren Kreislaufabschnitts bei. Die Analyse der Abweichung kommt zu dem Schluss, dass die automatische Absperrung nicht in Frage gestellt ist. Die Behebung dieser Abweichung ist bis April 2027 vorgesehen.
- Die Abweichung betrifft einen Fehler in den „Extremkälte“-Berechnungen der JPP-Rohrleitungen im Zwischenblockstollen. Um die Anlagen wieder in den konformen Zustand zu versetzen, wurde als Lösung die Installation von Heizvorrichtungen im Zwischenblockstollen beschlossen. Die endgültige Behebung ist für Ende 2026 vorgesehen.

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 8 Abweichungen behoben. Die Analyse aller CSTA-Maßnahmen wird der ASN in den Unterlagen zur Stilllegung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre im Rahmen 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].



ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Abschnitt 1: Konformitätsprüfung

INHALT ABSCHNITT 1

Abschnitt 1: Konformitätsprüfung

1.1 Ziel.....	29
1.2 Antwort.....	29
1.2.1 Strahlenschutzrisiken.....	29
1.2.2 Nicht-strahlentechnische Risiken	41
1.2.2.1 Einhaltung gesetzlicher Vorschriften	41
1.2.2.2 Einhaltung der festgelegten Anforderungen in Bezug auf die EIPR	42
1.2.2.3 Zusätzliche Untersuchungen an unterirdischen Bauwerken	43
1.3 Schlussfolgerung.....	44

Abschnitt 1 – Konformitätsprüfung

1.1 Ziel

Die ersten Konformitätsprüfungen wurden anlässlich der 2. periodischen Überprüfung der 900-MWe-Baureihe im Rahmen der Durchführung von ECOT (Blockenkonformitätsprüfung) durchgeführt. Dieses Vorgehen wurde im Rahmen der periodischen Überprüfungen der 1300-MWe-Baureihe (2. RP 1300) und 1450-MWe-Blöcke, bekannt als „N4“ (1. RP N4), fortgesetzt und zuletzt im Rahmen der 3. RP 900, 3. RP 1300 und 2. RP N4 durchgeführt.

Das ECOT ist ein ergänzender Prozess zu den gängigen Betriebsvorschriften wie den regelmäßigen Prüfungen (EP), den Basisprogrammen zur vorbeugenden Instandhaltung (PBMP) oder den Requalifizierungsprüfungen (ER) nach Instandhaltungsmaßnahmen.

Bei der 4. periodischen 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 Regelwerke 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.



ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

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 Kernkraftwerke darstellt.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

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 Endauffangbecken und Sickergruben, die an allen Bauwerken vorhanden sind. Diese Endbauwerke sind solche, deren eine Seite in direktem Kontakt mit der Umwelt steht und bei denen eine Undichtigkeit zu einer direkten Umgehung der Sicherheitshülle 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 ^{ème} RP 900 besteht somit darin, einen Bericht über die Umsetzung der PBMP in Bezug auf diese EIPR zu erstellen, die festgestellten Mängel aufzulisten und gegebenenfalls die durchgeführten Instandsetzungsmaßnahmen darzustellen.
			In Übereinstimmung mit dem ECOT 3 RP 1300 wurde beschlossen, eine Konformitätsprüfung der Aufbereitungshilfsgebäude (BAC) auf der Grundlage der Bilanz zur Umsetzung der PBMP 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 EIPr 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: äußere Einflüsse)	<i>Vor-Ort-Kontrollen</i> der Einhaltung der Vorgaben der Blitzschlag-Risikoanalyse, der Wartungsanweisungen und des Blitzschlag-Logbuchs.
5	Konstruktionsspezifika der Systeme zur	Strahlungsrisiken (Thema Unfälle)	Literaturrecherche zu den mechanischen Schemata von 11 Systemen, die für die Auslegungsunfälle im Rahmen des Sicherheitsnachweises erforderlich sind.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Nr.	Thema	Bereich	Inhalt
	Sicherung		
6	Bearbeitung der Feststellungen	Alle Bereiche	Überprüfung der Abweichungsberichte und/oder CSTA-Maßnahmenpläne, stichprobenartige Überprüfung der Wirksamkeit der Maßnahmen zur Behebung der Feststellungen.
7	Rohrleitungen	Alle Bereiche	<i>Vor-Ort-Kontrollen</i> von Rohrleitungen und SER-Behältern: „Rohrleitungen aus Schwarzstahl“, „Rohrleitungen mit Wärmedämmung“, „empfindliche Durchführungen“
8	Erdbeben – Halterungen	Strahlungsrisiken (Thema: Aggressionen)	<i>Vor-Ort-Prüfung</i> der Halterungen unter Einbeziehung der Prüfung auf Übereinstimmung mit den RIS-Plänen des CPY zur Verhinderung von Peitschenbewegungen.
9	Erdbeben – Verankerung	Strahlungsrisiken (Thema: Belastungen)	<i>Vor-Ort-Prüfung</i> 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: Belastungen/Unfälle)	<i>Vor-Ort-Prüfung</i> der Dichtheit der Auffangvorrichtungen (Leckageauffangbehälter, Handschuhkästen) und der Lüftungskanäle.
11	Brand	Strahlungsrisiken (Thema: Beschädigungen)	Überprüfung der ordnungsgemäßen Umsetzung der nach dem 3 RP beschlossenen Änderungen, Überprüfung der Betriebsunterlagen und Bilanz der Kontrollen der Brandschutztrichter.
12	Explosion	Strahlungsrisiken (Thema: Aggressionen)	<i>Vor-Ort-Kontrolle</i> der Rohrleitungen, durch die explosionsgefährliche Medien fließen, Dichtheitsprüfung mit dem Explosimeter, Überprüfung der örtlichen Beschilderung.
13	Innenüberflutung	Strahlungsrisiken (Thema: Beschädigungen)	Für das Elektroraumbauwerk und die unmittelbar angrenzenden Einrichtungen: <i>Vor-Ort-Prüfung</i> von Siphons, Abflussrinnen, Auffangrinnen und Auffangbehältern sowie Überprüfung der Konformität der Betriebsunterlagen.
14	Externe Überschwemmung	Strahlungsrisiken (Thema: Angriffe)	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.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

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-Anlagen sicherzustellen, wobei insbesondere die unmittelbare Umgebung dieser Anlagen berücksichtigt wurde. Bei den für diesen Ansatz ausgewählten EIPS-Anlagen handelt es sich um Anlagen, die direkt zum Rückzug und zur Aufrechterhaltung eines sicheren Zustands beitragen: 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,
 - Prüfungen der Schraubverbindungen,
 - Prüfungen einer Stichprobe der Feuerlöschrohrleitungen außerhalb des Elektraums (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 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly

Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly weist hinsichtlich des Stillstands Zustands keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Das Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly hat 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 den Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre wurden alle im Rahmen der Programme zu den einzelnen Themen des Bereichs „Strahlungsrisiken“ geforderten Kontrollen bereits vor der Abweichung vom Stillstand VD4 durchgeführt.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Gemäß den geltenden Vorgaben wurde innerhalb von drei Monaten nach der Abweichung vom Stillstand VD4 ein Bericht erstellt.

Thema „Bauwesen“

Für diesen Themenbereich besteht die im Rahmen des ECOT durchgeführte Überprüfung darin, einen Bericht über den Stand der Umsetzung der PBMP der EIPR zu erstellen.

Alle im Rahmen des Programms zum Thema „Bauwesen“ geforderten Kontrollen 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 im Rahmen der Wartungsbilanzen festgestellten Abweichungen wurden vor der Abweichung von der VD4 behoben. Es bestehen keine Abweichungen mehr in Bezug auf die ECOT-Prüfungen für dieses Thema.

Entsprechend den Zielen der ECOT ermöglichen die Ergebnisse der Konformitätsprüfung des Themenbereichs Bauingenieurwesen die Bewertung der Konformität von Tranche 4 in Dampierre-en-Burly mit dem zu Beginn der erneuten Überprüfung geltenden Referenzrahmen, um die Sicherheit der Anlage in Fortführung der vorherigen Prüfung 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 4 von Dampierre-en-Burly mit den zu Beginn der Überprüfung geltenden Vorgaben zu bewerten, um die Sicherheit der Anlage im Anschluss an die vorherige Überprüfung unter Einbeziehung der zwischen den Überprüfungen gewonnenen Betriebserfahrungen weiter zu festigen.

Thema „Qualifizierung von Ausrüstungen unter Unfallbedingungen“

Die Qualifizierung von Ausrüstungen für Unfallbedingungen und deren langfristige Aufrechterhaltung ist ein Bestandteil des Sicherheitsnachweises für kerntechnische Anlagen. 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 258 für Störfallbedingungen qualifizierte Ausrüstungen (MQCA) im Block physisch kontrolliert. Alle im Rahmen des Programms zum Thema „Qualifizierung unter Unfallbedingungen“ wurden für Block 4 in Dampierre durchgeführt. Alle im Rahmen des Programms zum Thema „Qualifizierung von Ausrüstungen unter Unfallbedingungen“ geforderten Kontrollen wurden durchgeführt.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Die Mängel in Bezug auf Block 4 wurden analysiert, begründet oder behoben. Nach der Charakterisierung wurden keine Abweichungen festgestellt.

Entsprechend den Zielen des ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfung zum Thema „Eignungsprüfung von Ausrüstungen unter Störfallbedingungen“ ermöglichten es, die Konformität des Blocks 4 von Dampierre-en-Burly mit dem zu Beginn der Überprüfung geltenden Referenzrahmen zu bewerten, um die Sicherheit der Anlage im Anschluss an die vorherige Überprüfung unter Einbeziehung der zwischen den Überprüfungen gewonnenen Betriebserfahrungen weiter zu festigen.

Thema „Blitzschlag“

Die Studien zum Nachweis der Konformität der Kernkraftwerksstandorte mit den Vorschriften zum Blitzschlagrisiko wurden nach Erlass der Verordnung vom 31. Dezember 1999 eingeleitet. Die Umsetzung der INB-Verordnung vom 7. Februar 2012 (Artikel 3.6) bezieht dieses Risiko ebenfalls in die Sicherheitsanforderungen ein, die im Rahmen des Sicherheitsnachweises zu erfüllen sind. Ziel des Themenbereichs „Blitzschlag“ ist es, sicherzustellen, dass die Vorgaben des Referenzrahmens „Blitzschlag“ eingehalten werden.

Alle im Rahmen des Programms zum Thema „Blitzschlag“ geforderten Prüfungen wurden durchgeführt.

Die Auswertung der Ergebnisse ergab keine Unregelmäßigkeiten, die eine festgelegte Anforderung in Frage stellen könnten.

Entsprechend den Zielen des ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfung zum Thema „Blitzschlag“ ermöglichten es, die Konformität des Blocks 4 von Dampierre-en-Burly mit dem zu Beginn der erneuten Überprüfung geltenden Regelwerk 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.

Thema „Konstruktionsspezifika der Sicherheitssysteme“

Das festgelegte Programm umfasst insbesondere die Überprüfung der Unterschiede zwischen den mechanischen Referenzschemata und den in den Dokumentendatenbanken des Kernkraftwerks verfügbaren mechanischen Schemata für die ausgewählten Systeme des betreffenden Blocks (ASG, EAS, ETY, GCTa, RCV, REA, RIS, RRA, RRI, PTR, SEC).

Alle im Rahmen des Programms zum Thema „Konstruktionsspezifika der Sicherheitssysteme“ geforderten Überprüfungen wurden durchgeführt.

Alle in den Schemata von Block 4 festgestellten Unstimmigkeiten wurden behoben. 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 4 von Dampierre-en-Burly mit den zu Beginn der Überprüfung geltenden Vorgaben zu bewerten, um die Sicherheit der Anlage im Anschluss an die vorherige Überprüfung unter Einbeziehung der zwischen den Überprüfungen gewonnenen Betriebserfahrungen weiter zu festigen.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Thema „Überprüfung der Bearbeitung von Feststellungen“

Die als „abgeschlossen“, aber als „nicht erledigt“ gekennzeichneten Feststellungsblätter waren der Anlass für die Auswahl dieses Themas. Gegenstand der Prüfungen zu diesem Thema ist die Überprüfung bestimmter Punkte des Prozesses zur Bearbeitung der Feststellungen.

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 „Überprüfungs“-Kontrolle, bei der die Qualität der Phasen der Feststellungscharakterisierung, der Bearbeitung von 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 Bezug auf 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“ ermöglichten es, die Konformität von Tranche 4 in Dampierre-en-Burly mit dem zu Beginn der erneuten Überprüfung geltenden Referenzrahmen zu bewerten, 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 Schwarzstahl (außer Brandschutz- und TRICE-Rohrleitungen) zu überprüfen, insbesondere im Bereich der Durchführungen durch die Schale 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 bei diesen Prüfungen festgestellten Mängel wurden behoben (Maßnahmen durchgeführt oder Beibehaltung des Ist-Zustands begründet).

Angesichts aller durchgeführten Analysen und Maßnahmen bestehen keine Abweichungen mehr hinsichtlich der ECOT-Prüfungen für dieses Thema.

Entsprechend den Zielen des ECOT ermöglichen die Ergebnisse der Konformitätsprüfung zum Thema „Rohrleitungen“ ermöglichen es, die Konformität des Blocks 4 von Dampierre-en-Burly mit dem zu Beginn der Überprüfung geltenden Referenzrahmen zu bewerten, um die Sicherheit der Anlage in Fortführung der vorherigen Überprüfung unter Einbeziehung der zwischen den Überprüfungen gewonnenen Betriebserfahrungen zu festigen.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Themen „Erdbeben, Halterungen und Verankerungen“

Das Ziel des Themas „Erdbeben, Auflager und Verankerungen“ besteht darin, Kontrollen auf der Grundlage der Wartungsprogramme (PBMP) durchzuführen.

Alle im Rahmen des Programms zum Thema „Erdbeben, Verankerung und Auflagerung“ geforderten Prüfungen wurden am Reaktor Nr. 4 durchgeführt.

Die bei diesen Kontrollen festgestellten Unregelmäßigkeiten wurden behoben (Maßnahme durchgeführt oder Beibehaltung des Ist-Zustands begründet).

Angesichts aller durchgeführten Analysen und Maßnahmen bestehen zu diesem Thema keine Abweichungen mehr hinsichtlich der ECOT-Kontrollen.

Entsprechend den Zielen der ECOT ermöglichen die Ergebnisse der Konformitätsprüfung zum Thema „Erdbeben – Stützen und Verankerungen“ ermöglichen es, die Konformität des Blocks 4 von Dampierre-en-Burly 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 „Eindämmung – Belüftung“

Die Lüftungssysteme dienen insbesondere dazu, Freisetzungen in die Umwelt zu begrenzen sowie die Ausbreitung innerhalb und außerhalb der Anlagen einzudämmen und zu kontrollieren. Das Ziel der ECOT-Kontrolle besteht darin, die aus den Ergebnissen des vorherigen Programms abgeleiteten Kontrollmaßnahmen zu konsolidieren und zusätzliche Kontrollen an den Abschnitten der Kanäle oder an den Absaugvorrichtungen durchzuführen, die möglichst nahe 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, begründet und/oder behoben. Nach der Charakterisierung wurden keine Abweichungen festgestellt.

Entsprechend den Zielen des ECOT ermöglichen die Ergebnisse der Konformitätsprüfungen zum Thema „Eindämmung – Belüftung“ die Bewertung der Konformität des Blocks 4 von Dampierre-en-Burly mit den zu Beginn der Überprüfung geltenden Vorgaben ermöglichen, um die Sicherheit der Anlage in Fortführung der vorherigen Überprüfung unter Einbeziehung der Betriebserfahrungen zwischen den Überprüfungen zu festigen.

Thema „Brand“

Der Brandschutz zielt insbesondere darauf ab, die Erfüllung der Sicherheitsfunktionen zu gewährleisten, insbesondere dass ein einzelner Brand nicht gleichzeitig alle Systeme außer Betrieb setzt, die dieselbe Sicherheitsfunktion erfüllen. Die ECOT-Prüfungen zu diesem Thema stützen sich zum einen auf die Überprüfung des Integrationsprozesses der Änderungen des MRI-Projekts und bestimmter lokaler Änderungen, die zwischen dem 3 und 4-RP vorgenommen wurden, zum anderen auf die Bilanz der PBMP-Besichtigungen der Brandschutztrichter.

Alle im Rahmen des Programms zum Thema „Brand“ geforderten Kontrollen wurden durchgeführt.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Alle bei diesen Kontrollen festgestellten Mängel wurden analysiert, begründet und/oder behoben. Nach der Bewertung wurden keine Abweichungen festgestellt.

Entsprechend den Zielen des ECOT ermöglichen die Ergebnisse der Konformitätsprüfungen zum Thema „Brand“ ermöglichen es, die Konformität des Blocks 4 von Dampierre-en-Burly mit den zu Beginn der Überprüfung geltenden Vorgaben zu bewerten, um die Sicherheit der Anlage im Anschluss an die vorherige Überprüfung unter Einbeziehung der zwischen den Überprüfungen gewonnenen Betriebserfahrungen weiter 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 Leitungssysteme, in denen explosive Medien (Wasserstoff, Ammoniak, Acetylen, Kerosin) transportiert werden.

Alle im Rahmen des Programms zum Thema „Explosion“ geforderten Prüfungen wurden durchgeführt.

Alle bei diesen Kontrollen festgestellten Mängel wurden analysiert, begründet und/oder behoben. Nach der Charakterisierung wurden keine Abweichungen festgestellt.

Entsprechend den Zielen des ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfungen zum Thema „Explosion“ ermöglichen es, die Konformität des Blocks 4 von Dampierre-en-Burly mit den zu Beginn der Überprüfung geltenden Vorgaben zu bewerten, 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 gegen das Risiko einer internen Überflutung zu überprüfen. Diese Konformitätsprüfung betrifft offene Durchführungen (Siphons, Gullys, Rinnen) und geschlossene Durchführungen (Trichter) in den elektrischen Gebäuden (BL) und den Peripheriegebäuden (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, begründet und/oder behoben. Nach der Bewertung wurden keine Abweichungen festgestellt.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Entsprechend den Zielen des ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfungen zum Thema „Interne Überflutung“ ermöglichten es, die Konformität des Blocks 4 von Dampierre-en-Burly 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.

Thema „Externe Überflutung“

Die im Rahmen der ECOT durchgeführten Prüfungen zum Thema „Externe Überflutung“ zielen 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 (Sperrwände, Rückschlagklappen, Absperrvorrichtungen, Metallschwellen und Betonaufbauten, mobile Pumpen und Stromaggregate...) zu überprüfen.
- Die ordnungsgemäße Umsetzung des neuen Referenzrahmens für die Standortorganisation zu überprüfen.

Alle im Rahmen des Programms zum Thema „Externe Überschwemmung“ geforderten Kontrollen wurden durchgeführt.

Alle bei diesen Kontrollen festgestellten Mängel wurden analysiert, begründet und/oder behoben. Nach der Bewertung wurden keine Abweichungen festgestellt.

Entsprechend den Zielen des ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfungen zum Thema „Externe Überschwemmung“ ermöglichten es, die Konformität des Blocks 4 von Dampierre-en-Burly mit dem zu Beginn der Überprüfung geltenden Regelwerk 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.

Thema „Lokale Notfallausrüstung“

Ziel des Themas „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-Daiichi 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 Betriebsbereitschaft der Ausrüstung und des Materials,
- der Überprüfung der Einhaltung der dokumentarischen und organisatorischen Anforderungen.

Die Ausrüstungen im Zusammenhang mit den 28 MLC wurden alle überprüft (Einsatzbereitschaft, dokumentarische und organisatorische Anforderungen). Alle im Rahmen des Programms zum Thema „Lokale Krisenausrüstung“ geforderten Überprüfungen wurden durchgeführt, wobei die Verwaltungsvorschrift 115 berücksichtigt wurde.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Alle bei diesen Kontrollen festgestellten Mängel wurden analysiert, begründet und/oder behoben. Nach der Charakterisierung wurden keine Abweichungen festgestellt.

Entsprechend den Zielen des ECOT ermöglichten die Ergebnisse der Konformitätsprüfungen zum Thema „Lokale Krisenausrüstung“ die Bewertung der Konformität von Tranche 4 mit dem zu Beginn der erneuten Überprüfung geltenden Referenzrahmen, um die Sicherheit der Anlage im Anschluss an die vorherige 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, gemeinsam mit interdisziplinären Teams Vor-Ort-Besichtigungen von für die Sicherheit wichtigen Anlagen durchzuführen, um deren Konformität sicherzustellen. Die EIPS-Anlagen, die für die Durchführung dieses ersten Teils des Vorgehens im Rahmen der VD4 in Dampierre-en-Burly (Block 4) ausgewählt wurden, sind:

- die Pumpen und der Vorratsbehälter der ASG-Dampferzeuger,
- die Pumpen für die Versorgung mit gefiltertem Rohwasser (SEC),
- die Notstromaggregate LHP und LHQ,
- die Wärmetauscher und Pumpen SEC/RR1.

Diese als „CONF1“ bezeichneten Vor-Ort-Besichtigungen fanden im September 2023 am Reaktor Nr. 4 statt.

Alle im Rahmen des Programms zum Thema „ECOT-Vor-Ort-Besichtigungen (CONF1)“ geforderten Kontrollen wurden durchgeführt.

Alle bei diesen Kontrollen festgestellten Mängel wurden analysiert, begründet und/oder behoben. Nach der Charakterisierung wurden keine Abweichungen festgestellt.

Entsprechend den Zielen des ECOT ermöglichen die Ergebnisse der Konformitätsprüfungen zum Thema „Ergänzende ECOT-Vor-Ort-Besichtigungen (CONF1)“ ermöglichen es, die Konformität von Block 4 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.

Thema „Ergänzende ECOT-Kontrollen“

Das Ziel des Themas „Gezielte ergänzende Kontrollen“ besteht darin, die ergänzenden Kontrollen zur ECOT VD4 gemäß den von EDF im Rahmen der Anweisung zur ECOT VD4 900 MWe getroffenen Positionen und 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.

Entsprechend den Zielen des ECOT ermöglichen die Ergebnisse der Konformitätsprüfungen zum Thema „Ergänzende ECOT-Prüfungen“ ermöglichen es, die Konformität von Block 4 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 Überwachung der Einhaltung der Vorschriften

Allgemeiner Teil der 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 Grundausrüstung 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 Dampierre-en-Burly

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly weist im Hinblick auf den Stillstandszustand 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 Dampierre-en-Burly Studien in Auftrag gegeben, um seine Strategie zur Eindämmung von Löschwasser (ohne Kumulierung mit Regenwasser) sowie im Falle einer Freisetzung oder eines Unfalls in Kombination mit Regenwasser gemäß Artikel 4.3.6 der Entscheidung Nr. 2013-DC-0360 zu verbessern. So wurden im Zusammenhang mit den „nicht eingedämmten Ableitungen“ materielle und organisatorische Änderungen umgesetzt, die sich aus den PTDA1678-Änderungen „Maßnahme Flüssigkeitseindämmung“ bezüglich der Arbeiten zur Eindämmung an der Quelle in den Gebäuden und den PNRL1952-Änderungen „Flüssigkeitseindämmung: Nicht eingedämmte Ableitungen Dampierre“, die es ermöglichten, die Änderungen an den Zweigen 7 und 9 des SEO-Netzes (System für in die Kanalisation abgeleitete Abwässer) zu bearbeiten. Diese Änderungen wurden vor dem 31.12.2023 umgesetzt. Darüber hinaus wurde der Studienbericht (Vorentwurf) zur Analyse der Machbarkeit der Eindämmung einer Freisetzung (infolge einer Handhabung oder eines Unfalls) bei gleichzeitigem Regenfall im Juni 2021 an die ASN übermittelt. Die in diesem Bericht vorgestellten technischen und wirtschaftlichen Analysen ermöglichten es, die zum jetzigen Zeitpunkt in Betracht gezogenen Lösungen zu definieren. Diese Analysen müssen in der Phase des endgültigen Vorentwurfs weiterentwickelt werden.

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 ein wichtiges Element für den Schutz wie folgt: *„Ein wichtiges Element für den Schutz der in Artikel L.593-1 des Umweltgesetzbuchs genannten Interessen (öffentliche Sicherheit, Gesundheit und Hygiene, Natur- und Umweltschutz) ist jede Struktur, Ausrüstung, System (geplant oder ungeplant), Hardware, Komponente oder Software, die in einer Kernkraftanlage 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 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 4RP 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 4RP 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 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly weist im Hinblick auf den „Palier“-Zustand keine Besonderheiten auf.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Bilanz zum Zustand des Blocks

Gemäß der im Rahmen des ECOT für den 4-RP 900 geforderten Planung wurden die Auffangbecken und Endlager von Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly überprüft. Alle festgestellten Mängel wurden behoben.

1.2.2.3 Zusätzliche Untersuchungen an unterirdischen Bauwerken

Allgemeiner Teil: Lager

Das Programm „Unterirdische oder schwer zugängliche Rohrleitungen in Kanälen“ ist ein ergänzendes Kontrollprogramm, das im Rahmen des 4-RP 900 durchgeführt wird.

Das Verfahren umfasst vier Schritte:

1. Risikoanalyse:
Phase 1: Erfassung der Ausgangsdaten und Bestandsaufnahme der Rohrleitungen, Phase 2: elektronische Verarbeitung dieser Daten und Auswertung 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 Dampierre-en-Burly

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly weist hinsichtlich des Zustands „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Prüfungen wurden im Rahmen des 4-RP des Blocks 1 von Dampierre-en-Burly durchgeführt und sind für die gesamte Anlage aussagekräftig, da die Leitungsnetze gemeinsam genutzt werden.

Die Zusammenfassungen für das Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly kommen zu dem Schluss, dass die im Untersuchungsumfang enthaltenen Rohrleitungen über den 4-Revisionsplan hinaus funktionsfähig sind.

Die Bewertung der Eignung der unterirdischen und in schwer zugänglichen Kanälen verlegten Rohrleitungen des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly über die VD4 hinaus basiert auf der Methode „Fitness For Service“ (FFS), die sich an der internationalen Praxis und den Ergebnissen von Prüfungen mittels Fernerkundung (ITV) orientiert. Diese Methode ermöglicht es, den Zustand der inspizierten Rohrleitungen zu einem späteren Zeitpunkt zu beurteilen. Das Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly wendet die Schlussfolgerungen dieser Bewertung an, die zu einer lokalen Ergänzung geführt hat.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Im Rahmen des Programms für unterirdische Rohrleitungen, das im Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly umgesetzt wird, wurden zwischen 2019 und 2020 äußere Sichtprüfungen der Rohrleitungen an den Systemen CRA, CTE, JPU, KER, LHM, LHT, SAT, SDX, SEB, SED, SEI, SEK, SEP, SER, SGZ, SRE, SRI, TEH und TES durchgeführt.

An den unterirdischen Rohrleitungen der Systeme CTE, JPU, KER, LHM, SDX, SEB, SEI, SEP und SRE wurden Inneninspektionen (ITV) durchgeführt. Diese Inneninspektionen ergaben einen einwandfreien inneren Zustand der inspizierten Rohrleitungen; es wurden keine wesentlichen Mängel festgestellt.

Außerdem wurden Wanddickenmessungen (mittels Ultraschall) an den Systemen JPU, KER, LHT, SAT, SED, SEK, SER, SGZ, SRE, TEH und TES durchgeführt.

Diese durchgeführten Prüfungen ermöglichten es, die Eignung aller inspizierten Rohrleitungen zur Erfüllung ihrer Funktion bei VD4+10 Jahren zu bestätigen.

1.3 Fazit

Die Überprüfung der Konformität des Reaktorblocks 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.

Sämtliche im Rahmen des Konformitätsprüfungsprogramms vorgeschriebenen Kontrollen sowie die ergänzenden Kontrollen im Rahmen des ECOT (Vor-Ort-Besichtigungen und gezielte Kontrollen) wurden vor der Abweichung bei der Zehnjahresinspektion des Reaktors Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly durchgeführt.

Zusammenfassend untermauern die im Rahmen der Konformitätsprüfung des Blocks Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly durchgeführten Prüfungen und Maßnahmen den Nachweis der Eignung zur Fortsetzung des Betriebs dieses Blocks für den Zehnjahreszeitraum VD4 – VD5 unter zufriedenstellenden Sicherheitsbedingungen.

Abschnitt 2: Programm für ergänzende Untersuchungen (PIC)

INHALT ABSCHNITT 2

Abschnitt 2: Programm für ergänzende Untersuchungen (PIC)

2.1 Ziel.....	47
2.2 Antwort.....	47
2.3 Schlussfolgerung.....	48

Abschnitt 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 der durchgeführten Instandhaltungsmaßnahmen im Hinblick auf die identifizierten Verschleißmechanismen im Betrieb zu analysieren. Er stützt sich hauptsächlich auf:

- der Analyse des Wartungs- und Überwachungshandbuchs,
- 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).

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

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 der ursprünglich vorgeschlagene Untersuchungsumfang 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 4⁴RP 900 führte zur Auswahl von drei Bereichen, die die EIP abdecken:

- Bereich „Schaltungen und Geräte CPP und CSP“,
- Bereich „Anlagen und Ausrüstung außerhalb von CPP und CSP“,
- Bereich „Tiefbau“.

Was den Bereich „Elektrische Ausrüstung und Steuerungs- und Regeltechnik“ betrifft, werden im Rahmen des PIC 4^{ème} RP 900 keine Maßnahmen durchgeführt, da alle EIP Gegenstand einer systematischen Untersuchung (und bei Bedarf 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 Freisetzen in die Umwelt und zur Zuverlässigkeit der Kreisläufe beitragen, die eine Funktion nach einem Unfall gewährleisten.

Blockspezifischer Teil 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly

Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly weist im Hinblick auf den „Palier“-Zustand keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Im Rahmen des Programms für ergänzende Untersuchungen des 4^{RP} 900 für Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly waren keine Prüfungen durchzuführen.

2.3 Fazit

Die im Rahmen des PIC vorgesehenen Prüfungen werden während der Zehnjährlichen Inspektionen durchgeführt. Werden bei diesen Prüfungen Schäden festgestellt, werden diese gemäß den Verfahren gehoben. Falls Verdachtsfälle auf Schäden festgestellt werden, werden daraus die entsprechenden Konsequenzen für das Instandhaltungskonzept abgeleitet.

Der 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. Der PIC trägt zur zehnjährigen Konformitätsprüfung der Anlagen bei.

Für Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly war keine Prüfung vorgesehen.

Abschnitt 3: Behandlung von sicherheitsrelevanten Ereignissen (ESS) der Stufe 1 oder höher auf der INES-Skala und von umweltrelevanten Ereignissen (ESE) im Zusammenhang mit der Flüssigkeitseindämmung

INHALT ABSCHNITT 3

Abschnitt 3: Behandlung von sicherheitsrelevanten Ereignissen (ESS) der Stufe 1 oder höher auf der INES-Skala und von umweltrelevanten Ereignissen (ESE) im Zusammenhang mit der Flüssigkeitseindämmung

3.1 Ziel.....	51
3.2 Antwort.....	52
3.2.1 Generische ESS-Lager	52
3.2.2 Spezifische ESS für Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly	52
3.2.3 ESE bezüglich der Flüssigkeitseindämmung des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly.....	52
3.3 Schlussfolgerung.....	52

Abschnitt 3 – Behandlung von sicherheitsrelevanten Ereignissen (ESS) der Stufe 1 oder höher auf der INES-Skala und von umweltrelevanten 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 Rückhaltung nicht mehr gewährleistet, stellt dies eine Abweichung dar, die je nach ihren Auswirkungen Gegenstand einer Meldung eines umweltrelevanten Ereignisses (ESE) sein kann.

Ziel der nachstehend dargestellten Übersicht ist es, die Ereignisse zu identifizieren, die zur Meldung eines ESE im Zusammenhang mit nicht resorbierten Flüssigkeitsrückständen 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-Stufen

Alle Ereignisse, die zur Meldung eines ESE der Stufe 1 oder höher auf der INES-Skala geführt haben, wurden bearbeitet, mit Ausnahme des folgenden Themas:

- Das generische ESS im Zusammenhang mit dem EC395, das auf das Zusammenwirken des Phänomens des Strömungsrückflusses am Ende der spaltbaren Kolonne der MOX-Brennstäbe und des Fertigungsstörfalls M2019/11 zurückzuführen ist: Es werden Ausgleichsmaßnahmen umgesetzt oder sind geplant, um die Sicherheitsmargen bis zur endgültigen Behebung der untersuchten Anomalie durch dauerhafte Maßnahmen zu stärken. Zu den festgelegten Abhilfemaßnahmen gehören unter anderem die Änderung des Sollwerts der Delta-T-Kette für Überleistung spätestens bei 70 % des Zyklusfortschritts, der Einbau eines Stahlkeils in die MOX-Brennelemente seit 2020 sowie die Änderung der oberen Position der Gruppen von Abschalt- und Leistungsausgleichsstäben. Dieses Thema ist Gegenstand eines regelmäßigen Austauschs mit der ASN.

3.2.2 Blockspezifische ESS für Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly

Alle Ereignisse, die zu einer Meldung eines ESS der Stufe 1 oder höher auf der INES-Skala geführt haben, wurden behandelt.

3.2.3 ESE im Zusammenhang mit dem Flüssigkeitssicherheitsbehälter des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly

Alle Abweichungen im Sinne des geänderten Erlasses vom 7. Februar 2012, die zu einer ESE-Meldung bezüglich der Flüssigkeitseindämmung für den Reaktor Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly geführt haben, wurden bearbeitet.

3.3 Fazit

Die Analyse zeigt, dass alle Ereignisse, die Gegenstand einer Meldung als sicherheitsrelevantes Ereignis (ESS) der Stufe 1 oder höher auf der INES-Skala oder als umweltrelevantes Ereignis (ESE) im Zusammenhang mit der Flüssigkeitseindämmung, im Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly anlässlich seiner Abschaltung VD4 durch materielle oder konzeptionelle Änderungen behoben wurden, mit Ausnahme von:

- eines generischen ESS im Zusammenhang mit der Kumulierung des Phänomens des Strömungsrückflusses am Ende der spaltbaren Säule der MOX-Brennstäbe und des Herstellungsstörfalls M2019/11, für den Übergangsmaßnahmen umgesetzt wurden, bis eine dauerhafte Lösung gefunden ist, um dessen Auswirkungen auf die Sicherheit zu kontrollieren.

Abschnitt 4: Konformitätsprüfung der Systeme

INHALT ABSCHNITT 4

Abschnitt 4: Konformitätsprüfung der Systeme

4.1 Ziel	55
4.2 Antwort	55
4.2.1 Überprüfung der Stromquellen	56
4.2.2 Konformität der Funktion „RIS-EAS-Umluftbetrieb“	58
4.2.2.1 Überblick über die Funktion „RIS-EAS-Umluftbetrieb“	58
4.2.2.2 Präsentation der Ergebnisse der Überprüfung im Rahmen der Ständigen Arbeitsgruppe für Unfalluntersuchungen des 4-RP 90060	
4.2.2.3 Schlussfolgerung	61
4.2.3 Aktionsplan zur Belüftung (PAV)	62
4.2.4 Ergänzende Systemüberprüfungen	65
4.3 Schlussfolgerung	67

Abschnitt 4 – Überprüfung der Systemkonformität

1.1 Ziel

Im Anschluss an die Sitzung der Ständigen Gruppe für Leitlinien (GPO) des 4-RP 900 hat die ASN den Antrag CONF Nr. 4 bezüglich des Programms zur Überprüfung der elementaren Systeme formuliert.

Ziel ist es, die wichtigsten sicherheitsrelevanten Systeme zu identifizieren, für die die Auslegungsstudien seit der Inbetriebnahme der Anlagen nicht überprüft wurden oder für die 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.

1.2 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 Analysesthemen 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 der Kernsicherung, 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“.

1.2.1 Überprüfung der Stromquellen

Allgemeiner Teil „Lagerung“

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 kritischer 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 Ersatz des LLS-Not-Turbogenerators durch den an jedem Reaktor installierten Not-Dieselmotor (DUS) – eine Maßnahme, die aus den Erfahrungen nach dem Unfall von Fukushima hervorgegangen ist – sowie die Absicherung des DUS durch den DUS des benachbarten Blocks, was zur Stärkung der Zuverlässigkeit der Stromquellen beiträgt.

Was die Hauptdieselmotoren betrifft, so wurden die Auslegungsanforderungen anhand der Unterlagen zu den Sicherheitsanforderungen, zur Leistungsbilanz der Dieselmotoren, 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.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

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 Notstrom-Druckhalterheizungen (PNPE1167 Band A),
- keine Umschaltung der ASG-Motorpumpe, wenn die RRA-Pumpe in Betrieb ist (PNPE1167 Band B),
- der Austausch der Motoren der Lüfter der Luftkühlsysteme der Dieselmotoren LHP und LHQ (PNRL1823).

In Anwendung der von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4^{RP} 900 erlassenen Vorschrift [CONF-D] gewährleistet EDF mit einem hohen Maß an Zuverlässigkeit die Versorgung 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.

Schließlich werden zur Verlegung neuer Steuer- und Kontrollkabel im Zusammenhang mit den baulichen Änderungen im 4.^{ème} RP 900 verdichtet EDF im Rahmen der Projekte PNPE1131 und PNPP1950 bestimmte Kabeltrassen (z. B. durch die Schaffung neuer Verkabelungsachsen mit neuen Kabelkanälen und den dazugehörigen Durchführungen) und verlegt einen Hohlboden im hinteren Gang des Kontrollraums sowie in bestimmten Räumen des Elektraums. Diese Änderungen sind Voraussetzungen für bestimmte Änderungen im Rahmen der periodischen Überprüfung.

Spezifischer Teil zu Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly

Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly 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“,
- PNPE1131 „Verdichtung der elektrischen Architektur der Steuerungs- und Leistungskabelkanäle“,
- PNPE1167 Band A „Überlastung der Dieselmotoren der CPY-Blöcke – Keine Lastumschaltung der REA-Wasserpumpen und Druckhalterheizungen“,
- PNPE1167 Band B „Überlastung der Dieselmotoren der CPY-Blöcke – ASG-RRA-Sperre“,
- PNRL1823 „Austausch der Motoren der dieselbetriebenen LHP/LHQ-Luftkühler“,

wurden im Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

1.2.2 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 am Leck 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.

1.2.2.1 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“ darstellte, 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 vom 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 konform ist.

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 beteiligten Systeme und unterstützenden Anlagen der ersten Ebene umfassend zu identifizieren „RIS-EAS-Rückführung“ und den Nachweis ihrer Konformität hinsichtlich der Sicherheitsanforderungen sowie ihrer Überwachung im Betrieb;
 - Auf der Grundlage der vollständigen Liste der identifizierten Ausrüstungen ergab eine Analyse aller Erfahrungswerte, die die Funktion „RIS-EAS-Rückführung“ direkt oder indirekt beeinflussen könnten, 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, wobei sich keine Notwendigkeit ergab, die Bearbeitung der derzeit in Beseitigung befindlichen Abweichungen zu beschleunigen;
 - Alle Ereignisse, einschließlich solcher, die auf organisatorische Mängel 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 des⁴RP 900 hinsichtlich der Blockkonformitätsprüfung (ECOT), des ergänzenden Untersuchungsprogramms (PIC) oder der Zehnjahresprüfungen (ED) ergeben.

1.2.2.2 Prüfung der Ergebnisse der Überprüfung im Rahmen der Ständigen Arbeitsgruppe für Unfallstudien des 4-RP 900

Die Schlussfolgerungen der Überprüfung der beiden Themen – Verstopfung der Sumpf-Filter und das Risiko eines Verlusts der Rückführung durch Kavitation in den RIS- und EAS-Pumpen – wurden im Rahmen der Ständigen Arbeitsgruppe für Unfallstudien des 4-RP 900 erörtert. Im Anschluss an diese Untersuchung 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 für die 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 Rückföhrfunktion 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.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

- Im Anschluss an diese Analysen wurden folgende Änderungen beschlossen, um die Annahmen der Studien und Versuche zu gewährleisten: EDF schließt den Austausch der mikroporösen Wärmedämmungen vom Typ „Microtherm®“ im Reaktorgebäude (PNRL1946) ab. EDF ersetzt die Faserisolierung vom Typ „Protect 1000S“ an allen Hilfsleitungen des Reaktorgebäudes, deren Durchmesser 50 mm oder mehr beträgt (PNRL1947). EDF überprüft, ob die Temperaturbedingungen mit dem Betrieb der für die Sicherheit der Anlage unter Normal-, Störfall- oder Unfallbedingungen erforderlichen Ausrüstung vereinbar bleiben, und führt gegebenenfalls die notwendigen 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-, Störfall- oder Unfallbedingungen erforderlichen Ausrüstungen vereinbar bleiben, und führt gegebenenfalls die notwendigen 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 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.

1.2.2.3 Fazit

Die im Rahmen der Funktionsüberprüfung „RIS-EAS-Rückführung“ und der Folgemaßnahmen der GPO 4-RP 900 am CPY-Baureihentyp 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:

- 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 für die Anlagen und die Unfallsituation repräsentativen Bedingungen durchgeführt wurden.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

- EDF führt Änderungen durch, um die Annahmen im Zusammenhang mit den Konformitätsstudien zur Umwälzfunktion zu gewährleisten (vollständiger Verzicht auf die Wärmedämmung vom Typ Microtherm® und Begrenzung der Menge an Wärmedämmung vom Typ Protect1000S).

Darüber hinaus ersetzt EDF im Rahmen von Maßnahmen zur Risikominderung die Faserisolierungen am Fuß der Dampferzeuger durch Metallisolierungen (RMI) und bringt Sicherheitsringe an den Isolierungen bestimmter Rohrleitungen an.

Blockspezifischer Teil 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly

Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly weist hinsichtlich des Stillstands keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderungen:

- PNRL1946 „Austausch der mikroporösen Wärmedämmungen vom Typ ‚Microtherm®‘“,
- PNRL1947 „Austausch der Faserisolierungen vom Typ ‚Protect 1000S‘ für Hilfsleitungen mit einem Durchmesser von 50 Millimetern oder mehr, die im Falle eines Bruchs im Hauptprimärkreis Fasern freisetzen könnten“,
- 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 Dampierre-en-Burly vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPE1342 „Ersatz der an den Primärrohrleitungen und den Primärböden der Dampferzeuger installierten Faserisolierungen durch Metallisolierungen, da diese im Falle eines Bruchs am Fuß des Dampferzeugers Fasern freisetzen könnten“ wird im Rahmen eines spezifischen Zeitplans unter Einhaltung der Vorschrift [PT CONF-C-II] durchgeführt.

1.2.3 Aktionsplan zur Belüftung (PAV)

Allgemeiner Teil – Ebene



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 Ausgleichklappen der Lüftungsnetze;
- Messkampagnen der Lüftungsdurchsätze, ähnlich wie sie 2005 an den beiden Reaktoren des Kernkraftwerks Chooz durchgeführt wurden.“

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

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 die nicht bereits durch eine regelmäßige RGE-IX-Prüfung kontrolliert werden.

Im Anschluss an die Orientierungssitzung zum 4. periodischen Überprüfungsprogramm (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 Leistungsfähigkeit 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

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.

Leistungsprüfungen am Pilotblock

Die Leistungsprüfungen der Lüftungsanlagen werden an einem Pilotblock durchgeführt. Im Rahmen des⁴RP 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-en-Burly und Chinon.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Die Versuche 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, die Anforderungen gemäß den Referenzrahmen „Große Hitze“, „Große Kälte“ und „Interne Explosion“ erfüllen müssen. Die Aufrechterhaltung der mit den Sicherheitsanforderungen verbundenen Einstellungen wird anschließend durch die Einführung spezifischer Betriebsvorschriften gewährleistet.

Block-spezifischer Teil 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly

Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

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, für die Reaktoren der Palier-CPY-Generation (PNPE1446) getrennt wird.

Bilanz zum Zustand des Blocks

Die Diagnose-, Instandsetzungs- und Einstellarbeiten wurden von 2021 bis 2024 am Block Nr. 4 von Dampierre-en-Burly durchgeführt und sind zufriedenstellend verlaufen.

Die Änderung PNPE1446 „Entfernung der DVC-CPY-Anbauten an geraden Blöcken“ wird im Rahmen eines spezifischen Zeitplans umgesetzt, wobei die Integration in Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly spätestens in der Phase B „Ergänzungen“ vorgesehen ist.

1.2.4 Ergänzende Systemüberprüfungen

Allgemeiner Teil „Palier“



Hintergrund

Die ursprüngliche Auslegung der Reaktoren basiert auf einem Ansatz zur Dimensionierung von Sicherheitssystemen 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 gestörten Betriebszustand und für den Fall einer Unfallbelastung mit Kernschmelze.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Zu diesem Zweck wird zunächst eine Bestandsaufnahme der funktionalen Sicherheitsanforderungen und der definierten Auslegungsanforderungen aus dem für den Serieneröffnungsblock 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^{ème} RP überarbeiteten Systeme;
- Die Übereinstimmung der festgelegten Auslegungsanforderungen mit den in der Liste der EIPS des 4 RP 900 spezifizierten Anforderungen.

Diese Analysen haben EDF dazu veranlasst, folgende Maßnahmen durchzuführen:

- Aktualisierung des Sicherheitsberichts (RDS), um die definierten Leistungs- oder Auslegungsanforderungen für die überarbeiteten Systeme genauer zu beschreiben;
- Anpassung 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 den 4^{ten} 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 Sodumwälpumpe 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 in der 4. Fassung der RP 900 definierten Anforderungen entspricht.

Diese Arbeiten ermöglichten es für die Systeme in ihrem Geltungsbereich:

- die Übereinstimmung des Programms für regelmäßige Prüfungen mit den funktionalen Sicherheitsanforderungen des Regelwerks des 4 RP 900 zu überprüfen,
- die Konformität der definierten Anforderungen der EIPS der Stufe CPY mit dem Referenzrahmen des

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

4-RP 900,

- gegebenenfalls Weiterentwicklungen des Referenzrahmens für die definierten Anforderungen der 4- RP 900 vorzuschlagen indem die zugehörigen Allgemeinen Betriebsvorschriften in Einklang gebracht werden.

Spezifischer Teil für Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly

Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly 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 Sodamischleitung“

wurden am Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

1.3 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 im Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly 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.

KAPITEL 2: NEUBEWERTUNG

INHALTSVERZEICHNIS KAPITEL 2

KAPITEL 2: NEUBEWERTUNG	68
Abschnitt 1: Unfälle ohne Kernschmelze	70
Abschnitt 2: Angriffe	105
Abschnitt 3: Brennstoffbecken	198
Abschnitt 4: Unfälle mit Kernschmelze	214
Abschnitt 5: Vertragliche Risiken	236
Abschnitt 6: Querschnittsstudien	243
Abschnitt 7: Beitrag der Kerngruppe zu den Zielen der Überprüfung	256

Abschnitt 1: Unfälle ohne Kernschmelze

INHALTSVERZEICHNIS ABSCHNITT 1

Abschnitt 1: Unfälle ohne Kernschmelze

1.1 Ziele	72
1.2 Erfüllung der Lernziele	73
1.2.1 Einhaltung der Sicherheitskriterien für Unfallstudien unter Berücksichtigung neuer Erkenntnisse	73
1.2.1.1 Studien im Bereich der Auslegung	74
1.2.1.2 Untersuchungen im ergänzenden Bereich	79
1.2.1.3 Zusätzliche Untersuchungen	85
1.2.1.4 Wahrscheinlichkeitsbasierte Sicherheitsanalysen (EPS) für interne Ereignisse „Kessel“ der Stufe 1.....	90
1.2.2 Anstreben von radiologischen Folgen, die keine Gegenmaßnahmen für die Bevölkerung erfordern	92
1.2.2.1 Neubewertung der radiologischen Folgen „Kessel“	93
1.2.2.2 Neubewertung der Leistungsfähigkeit des Sicherheitsbehälters	96
1.2.2.3 Neubewertung der radiologischen Folgen „außerhalb des Reaktorkessels“	102
1.3 Schlussfolgerung	103

Abschnitt 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 (Ergänzungsbereich),
- 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: Streben nach radiologischen Folgen
die keine Gegenmaßnahmen für die Bevölkerung erfordern

Im Rahmen des 4^{ten} RP 900 hat sich EDF zum Ziel gesetzt, unfallbedingte radiologische Folgen in der Größenordnung der Schwellenwerte für die Einleitung von Schutzmaßnahmen für die Bevölkerung, die in der Verordnung vom 20. November 2009 zur Genehmigung des Beschlusses Nr. 2009-DC-0153 der ASN vom 18. August 2009 über die Interventionsschwellen bei radiologischen Notfällen festgelegt sind und 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 Antwort

1.2.1 Einhaltung der Sicherheitskriterien für Unfallstudien unter Berücksichtigung des aktuellen Wissensstands

Im Rahmen des 4-RP 900 wurden alle Sicherheitsstudien zu Störfällen, Unfällen und ergänzenden Situationen mit einem entsprechenden Annahmenkatalog überarbeitet:

- im Reaktorkern und im Brennstoff,
- für den Betrieb der Blöcke,
- die Entwicklung der Sicherheitsanforderungen,
- die Berücksichtigung von Unregelmäßigkeiten in den Studien, die sich auf die Studien der vorherigen Überprüfung auswirken.

Darüber hinaus konnten die Untersuchungsmethoden seit dem 3-RP 900 weiterentwickelt werden:

- entweder zur Einbeziehung neuer Entwicklungen des Stands der Technik,
- entweder um den aktuellen Stand der Technik zu berücksichtigen,
- entweder um Sicherheitsmargen bei den Sicherheitskriterien wiederherzustellen.

Auf Anfrage der ASN wurden alle Korrekturen an den Auslegungsstudien bezüglich des 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 Reihenanzordnung 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 Verhinderung einer Verschlechterung eines Betriebszustands hin zu einem schwerwiegenden 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 somit 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,

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

- 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 3.Kategorie,
- Erheblicher Bruch einer Dampfleitung (RTV) der 4.Kategorie,
- Erheblicher Bruch einer Speisewasserleitung,
- Blockierter Rotor einer Primärmotorpumpe,
- Dampferzeugerrohr 'RTGV' 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 Brennelementen,
- Unfall beim Umgang mit dem Behälter für abgebrannte Brennelemente,
- APRP „Zwischenbruch“ (APRP BI) der 4.Kategorie.

Die Untersuchungen werden nach bewährten Methoden durchgeführt: Entweder werden sie aus dem 3-RP 900 übernommen oder 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 Flusssichtewerts, 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.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

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 Methode zur Berechnung des ASG-Wasserverbrauchs mittels Enthalpiebilanz“ bei, die sich auf den ASG-Verbrauch in den C-Phasen der Studien auswirkt.
 - Einbau eines Borometers an der RCV-Entladung (PNPP1797): Diese Änderung ermöglicht die Behebung der CNS-Anomalie in den Verdünnungsstudien in den Störfallmodellen API/APR und wird auch in der Verdünnungsstudie in den Störfallmodellen 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-Fluence 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 ΔT_{te} und ΔT_{sp} , 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.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

- 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 der Fall mit verspäteter automatischer Reaktorabschaltung (AAR),
- für den EDG-Unfall: den Fall ohne AAR durch $dphi/dt$ und die Anwendung der im Rahmen der Ständigen Reaktorgruppe „*Kriterien für die Brennstoffbeständigkeit*“ von 2017 definierten Kriterien,
- 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 beiden folgenden Themenbereichen durch:

- In Anwendung der Vorgabe [Étude-B] hat EDF im Rahmen eines experimentellen Ansatzes die Gültigkeit der kritischen Flusskorrelation bewertet, die am Rand verformter Brennelemente verwendet wird. EDF hat das Arbeitsprogramm festgelegt, das durchgeführt werden soll, um die Erkenntnisse aus diesem experimentellen Ansatz zu berücksichtigen, sowie den entsprechenden Zeitplan. EDF hat der ASN im Juni 2021 ein detailliertes Programm der durchzuführenden Versuchskonfigurationen übermittelt.
- In Anwendung der Vorschrift [Studie-D] führte EDF Versuche durch, 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.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Fazit

Zusammenfassend lässt sich sagen, dass alle Unfallstudien des Auslegungsbereichs einer erneuten Untersuchung unter Zugrundelegung der im Rahmen des Referenzrahmens der 4. periodischen Überprüfung (RP 900) definierten Annahmen unterzogen wurden. Die Einhaltung der Sicherheitskriterien ist für alle durchgeführten Studien gewährleistet.

Spezifischer Teil zum Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly

Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderungen:

- PNPE1141 „Erhöhung des Durchflusses der Regelventile GCT-a“,
- Verallgemeinerung der Hafnium-Absorptionscluster im Referenzsystem VD4 900,
- Alarmblatt „Leistungsverdünnung“,
- PNPP1864 „Einrichtung einer festen Nachfüllvorrichtung für die Abdeckung des Notstromversorgungssystems der Dampferzeuger (ASG) durch die Brandschutzsysteme JP**“,
- PNPP1595 Bände A und B „Austausch der SEBIM-Ventilkörper“,
- PNRL1817 „Weiterentwicklung des Mess- und Regelsystems durch Hinzufügen eines Filters zum Durchschnittstemperatursignal (SIP-C)“,
- PNPP1838 „RPN-Modernisierung: Neue RPN-Architektur und -Funktionalitäten (Messung der Kernleistung)“,
- PNPP1873 „Weiterentwicklung des Prozessinstrumentierungssystems SIP-P – Neuparametrierung der RPR-Schwellenwerte“,
- PNRL1829 „Erhöhung des erforderlichen Bor-REA-Volumens – Erhöhung des freien TEP-Volumens“,

wurden im Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNRL1957 „Absenkung der Sperrgeraden der Gruppe R infolge der Einbeziehung der Wasserschichten in die Sicherheitsstudien“ wird im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4. RP 900 am Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly umgesetzt.

Die Änderung PNPE1359 „Erhöhung des Drucks in den Akkumulatoren des RIS-Systems“ wird im Rahmen eines spezifischen Zeitplans umgesetzt, wobei die Integration in Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly spätestens in Phase B vorgesehen ist.

Die bereits vor dem 4 RP 900 beschlossene Änderung PNPP1797 „Einbau eines Borometers am Auslass des chemisch-volumetrischen Kontrollsystems (RCV)“ wurde im Rahmen eines spezifischen Zeitplans umgesetzt, wobei die Umsetzung im Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre vorläufig ausgesetzt wurde. In der Zwischenzeit werden die bereits im Zustand VD3 umgesetzten Ausgleichsmaßnahmen im Zustand VD4 fortgeführt und ermöglichen es, die Kontrolle über zufällige Transienten mit homogener Verdünnung in den Abschaltzuständen sicherzustellen.

Die Änderung „MOX-Stäbe mit auf 16 bar gesenktem Fülldruck“ wird derzeit im Rahmen eines spezifischen Zeitplans umgesetzt, wobei eine erste Beladung im Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly während der ersten Abschaltung nach der 4.^{ten} Zehnjahresinspektion (voraussichtlich 2025) und einer vollständigen Umsetzung im gesamten Reaktorkern drei Abschaltungen später.

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 die Entkopplung.



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 von Elementarabläufen des EPS der Stufe 1 zugeordnet (d. h. solchen, die zu einer Kernschmelze führen);
- Festlegung der ergänzenden Maßnahmen: Dieser Schritt besteht darin, die ergänzenden Maßnahmen zu bestimmen, mit denen sich die wesentlichen Risiken verringern lassen. 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:

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

- 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 zusätzliche 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 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 zusätzlichen Betriebsbedingungen zusammen mit den zugehörigen Zusatzbestimmungen auf.

Ergänzende Betriebsbedingung	Ergänzende Bestimmungen
Transient mit Ausfall des AAR (ATWS): Kumulierter Totalausfall 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 Primärkreis
Transienter Zustand 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 Kühlwasserversorgung 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 Zufuhrleitung

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Zusätzliche Betriebsbedingungen	Ergänzende Bestimmungen
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 Schmierkreislafs der RCV-Pumpen über den RRI des benachbarten Blocks Automatische Absperrung des RCV-Auslasses Manuelle Nachspeisung des ASG-Behälters durch SER im Schwerkraftbetrieb Manuelle Inbetriebnahme einer Borierung des Primärkreislafs
Kumulierte Primärleckage in Verbindung mit dem Ausfall des ISHP im Betrieb	Maximale Kühlung
Primärdurchbruch in AN/GV	Manuelle Inbetriebnahme des IS
Primärunterbrechung im AN/RRA	Manuelle Inbetriebnahme des IS
Ausfall oder Leckage im RRA-Kreislauf und Fehlschlagen der automatischen Nachspeisung im API NF (nicht geschlossen)	Manuelle Inbetriebnahme einer Nachspeisung im Primärkreis Manuelle Absperrung der Verbindung RRA-RCV Manuelle Umschaltung auf Umwälzbetrieb
Vollständiger Ausfall des RIS oder des EAS im Umwälzbetrieb infolge eines Primärleckages in RP, AN/GV und AN/RRA	Gegenseitige Notversorgung durch das ISBP oder das EAS
Vollständiger Ausfall der Stromversorgung (H3) mit Notversorgung der Einspeisung an den Dichtungen der GMPP in RP und AN/GV	Einspeisung an den Dichtungen der Primärpumpen durch die vom DUS gespeiste Testpumpe Wiederherstellung der Stromversorgung für die zur Steuerung der GV erforderlichen Messungen Manuelle Wiederbefüllung der ASG-Abdeckung durch SER mittels Schwerkraft

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Zusätzliche Betriebsbedingungen	Ergänzende Bestimmungen
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 im Primärkreis durch RCV, gespeist vom GUS Stromversorgung der für den Betrieb der GV erforderlichen Messgeräte Manuelle Nachspeisung der ASG-Plane 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 in RP und AN/GV führt	Wiederherstellung der Stromversorgung für die zur Steuerung 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 Durchführung der GV erforderlichen Maßnahmen
Vollständiger Ausfall der Stromversorgung (H3) bei Abschaltung 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-Betrieb	Wiederherstellung der Stromversorgung für die zur Steuerung der GV erforderlichen Maßnahmen Manuelle Wiederherstellung der Stromversorgung der ASG-Abdeckung durch SER im Schwerkraftbetrieb
Ausfall der Schaltschränke 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

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Zusätzliche Betriebsbedingungen	Ergänzende Bestimmungen
Ausfall der Schaltanlagen LHA und LHB durch Gleichtaktstörung (DCC-LH) im Normalbetrieb (RP) und im Notfall/GV	Einspeisung an den Dichtungen der Primärpumpen durch die vom DUS gespeiste Testpumpe Sicherheitsoptimierung der Einspeisung an den Dichtungen der Primärpumpen Manuelle Nachfüllung der ASG-Plane durch SER mittels Schwerkraft
Ausfall der Schaltanlagen LHA und LHB durch Gleichtaktstörung (DCC-LH) im AN/RRA-Modus	Stromversorgung der für den Betrieb der GV erforderlichen Messgeräte Manuelle Wiederbefüllung des ASG-Behälters durch SER mittels Schwerkraft
Ausfall der Schaltanlagen LHA und LHB durch Gleichtaktstörung (DCC-LH) im Stillstand wegen 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-Zusatzversorgung 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 Rahmen des 4RP 900 umgesetzt wurden, insbesondere:

- PNPE1152: Der Austausch des Not-Turbo-Generators LLS durch den DUS: Diese Änderung ermöglicht eine zuverlässigere Notstromquelle, 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 4 beschriebene EAS-ND-Anordnung;
- PNRL1894: Der Austausch der Temperaturfühler des Kaltkreises 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 Durchführung von H3/DCC-LH-Transienten, integriert in Kapitel VI der RGE;

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

- 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 eine 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 an den Dichtungsblöcken getestet wurden, in einem Versuchsloop 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 Ergänzungsbereichs die Sicherheitskriterien, indem sie den aktuellen Stand des Wissens berücksichtigen.

Blockspezifischer Teil 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly

Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly 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:

- PNPP1811 „Einrichtung eines EAS-ND-Systems zur Wassereinspeisung in den Primärkreislauf und zur Ableitung der Restleistung aus dem Reaktorbehälter“,
- PNRL1894 „Austausch der Temperaturfühler des Primärkreislaufs im Kaltzweig“,
- PNPE1152 „Ersatz der Stromversorgung durch den LLS-Not-Turbogenerator durch den Notstromdiesel“,

wurden im Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly 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 Zusatzbereichs 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.

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 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^{ème}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 Bruchleistungsbereiche. 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 in der 4^{ème}RP 900 eingesetzten Nachladungen dazu, dass die anhand des Referenzplans für das Brennstoffmanagement bewertete Bilanz der IPG-Sicherheitsmargen leicht beeinträchtigt wird. Die Auswirkungen der Variabilität der Brennstoffkampagnen bei PMOX-Brennstoffmanagement bleiben begrenzt.

○ APRP 2A

Die für die Untersuchung des doppelt diskutierten Guillotine-Bruchs (APRP 2A) zu prüfenden Kriterien entsprechen denen des APRP der Kategorie 4. Sie zielen einerseits darauf ab, die Integrität der 3.^{ten} Sicherheitsbarriere zu gewährleisten und andererseits die Geometrie des Reaktorkerns so zu erhalten, dass die Kühlung des Brennstoffs ermöglicht wird und somit eine erhebliche Beschädigung des Reaktorkerns vermieden wird.

Die Studie behandelt den großen, doppelt beweglichen Durchbruch (APRP-2A) unter Verwendung realistischer Annahmen und Methoden. Das in 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^{ème}RP 900 bei PMOX-Brennstoffmanagement nicht zu einer Rückkehr des Reaktorkerns in den kritischen Zustand führt.

Es wurde eine Sensitivitätsanalyse unter Berücksichtigung eines erschwerenden Faktors 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 Faktors robust ist.

Zudem wurde eine lokale thermohydraulische Analyse durchgeführt, um die Empfindlichkeit gegenüber dem Volumen des Wasserpfpfens 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 zum 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 Schäden am Brennstoff auftreten und die Kühlleistung des Reaktorkerns nicht beeinträchtigt wird.

○ Homogene Verdünnung durch einen doppelt umstrittenen glatten Bruch eines Rohrs im Wärmetauscher des Dichtungskreislaufs der Primärpumpen (CEPP)

Derzeit läuft ein Studienprogramm, um in den Sicherheitsnachweis für die 900-MWe-Stufe das Szenario einer homogenen Verdünnung durch einen doppelt diskutierten glatten Bruch eines Rohrs im Wärmetauscher des Dichtungskreislaufs der Primärpumpen (CEPP) einzubeziehen, 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.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre



Umsetzung Flamanville 3

der Situationen und Fristen Betreiber des EPR

Diese Untersuchungen ermöglichen es, das Verhalten der Reaktoren der Baureihe CPY bei Ereignissen und Betreibervorgaben 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 unter den Auslegungsbetriebsbedingungen ergeben.

Die Untersuchungen zeigen, dass:

- Die Mehrheit der Betriebsbedingungen, die bei der Auslegung im Zustand 3^{ème}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 Reaktionszeiten des Bedienpersonals. 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 des⁴RP 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 des⁴RP 900 hat EDF die Kumulierung eines MDTE in den Studien zu den Betriebsbedingungen der Unfallkategorien 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 (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 Hüllrohrwand verhindert und somit die Einhaltung der Sicherheitskriterien der Kategorie 4 gewährleistet. Die Modifikation „Automatische Reaktorabschaltung bei Erdbeben“ ermöglicht es nämlich, das Herabfallen der Brennelemente vorzuerlegen, 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 thermischen Umgebungsbedingungen 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, 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 in den Räumen herrschenden Umgebungsbedingungen, in denen Maßnahmen zur Bewältigung von Situationen des Auslegungsbereichs (radiologisch und thermisch) und des Zusatzbereichs (radiologisch) erforderlich wären, die Fähigkeit der Einsatzkräfte, Maßnahmen in diesen Räumen über den erforderlichen Zeitraum hinweg durchzuführen, nicht in Frage.

EDF hat die Zugänglichkeitsanalyse für Unfälle des ergänzenden Bereichs mit einer Herausforderung hinsichtlich der thermischen Umgebungsbedingungen durchgeführt, um die Zugänglichkeit in diesen Situationen zu bestätigen.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Ergänzend dazu hat EDF gemäß der von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase vom 4. ^{ten} RP 900 von der ASN erlassenen Vorschrift [FOH-B] die tatsächliche Fähigkeit des Einsatzpersonals vor Ort 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. Die Anpassung ist für Phase B vorgesehen;
- Umsetzung des Leitfadens zum Strahlenschutz bei radiologischen Notfällen spätestens in Phase B – Ergänzungen;
- Bereitstellung der Liste der Räume mit Umwälzkreisläufen (Unfälle mit und ohne Kernschmelze) und/oder Durchführungen durch den Sicherheitsbehälter an den Betreiber spätestens in Phase B – Ergänzungen;
- 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 veranlassen. Aktualisierung in Phase B (Ergänzungen) vorgesehen.

Darüber hinaus wird derzeit auf der CPY-Ebene eine Lösung entwickelt, um zu vermeiden, dass im H3-Zustand bei API-Status NSO ein Zugang zum Inneren des BR erforderlich wird. EDF hat sich zum Ziel gesetzt, diese Lösung in der Phase B (Ergänzungen) umzusetzen.

Spezifischer Teil zu Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly

Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly weist hinsichtlich des Betriebszustands keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderungen:

- PNPP1419 „Einführung eines AAR bei Erdbeben“,
- PNPE1289 „Wasserquelle für die Nachspeisung des Kerns“

wurden am Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderungen:

- PNPE1189 „Einbau einer Entnahmeverrichtung für das Primärmedium im Stillstandszustand stromabwärts des CEPP-Wärmetauschers (Dichtungskreislauf der Primärpumpen) hinsichtlich der Risiken einer heterogenen Verdünnung durch CEPP-Leckagen“,
- PNPE1442 „Betriebsänderung: Zugänglichkeit – Einsatz von Selbststeuerungszellen zur Betätigung der RCV-RIS vom BL aus (gleichzeitige ISHP-Einspeisung)“,

werden im Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4-RP 900 umgesetzt.

1.2.1.4 Wahrscheinlichkeitsbasierte Sicherheitsanalysen (EPS) der internen Ereignisse „Kessel“ der Stufe 1

Allgemeiner Teil – Lagerung

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, entsprechend den Ergebnissen 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 neue Erkenntnisse über das Verhalten der Anlage, die aus den jüngsten Studien stammen.

Bei dieser Gelegenheit wurden mehrere wesentliche Erweiterungen des Anwendungsbereichs 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 hinaus 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 darstellt.

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.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Das EPS 900 CPY VD4 ermöglicht somit eine Bewertung des Kernschmelzrisikos für interne Reaktorkesselereignisse in der Größenordnung von $3 \cdot 10^{-4}$ 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 Sekundärkreislauf (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 Bewertung der Schutzmaßnahmen bei Ausfall der Kältequelle: Notversorgung des RRI durch PTR und Notversorgung des RCV durch das RRI des benachbarten Blocks.

Darüber hinaus ermöglichte die Berücksichtigung der Betriebserfahrungen (REX) eine Abwärtskorrektur der Eintrittswahrscheinlichkeiten für eine Reihe von Auslösern (Ausfall der LH-Schalttafeln durch Gleichtaktstörung) sowie die Aktualisierung bestimmter Zuverlässigkeitsdaten (mechanische Blockierung von Brennelementbündeln, Notpumpen).

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Die 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 EPS zu internen Ereignissen im Reaktorkessel eine Verringerung des Gesamtrisikos einer Kernschmelze in der Größenordnung von 30 % ermittelt.

Blockspezifischer Teil für Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly

Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly weist keine Besonderheiten im Hinblick auf den „Palier“-Zustand auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderungen:

- PNPE1152 „Ersatz der Stromversorgung durch den Notstromturbogenerator durch eine Versorgung über den Notstromdiesel“,
- PNPE1166 „Einbau einer elektrischen Architektur, die den Austausch des Notstromdiesels durch den Notstromdiesel des benachbarten Blocks ermöglicht“,
- PNPP1371 „Verbesserung der Zuverlässigkeit der Isolierung der GMPP-Wärmebarriere“,
- PNPP1811 „Einrichtung eines EAS-ND-Systems zur Wassereinspritzung im Primärkreis und zur Ableitung der Restleistung aus dem Reaktorbehälter“,
- PNRL1879 „Ersatz der elektrischen Schütze der Ventilatoren des Lüftungssystems der elektrischen Gebäude durch Verriegelungsschütze“,

wurden im Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

1.2.2 Anstreben von 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.

Jeder Störfall oder Unfall 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 Folgen für 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 Dosisgrenzwert für die zusätzlichen Betriebsbedingungen, der sich auf die Kurzzeitphase von Unfällen bezieht, entspricht dem für Auslegungsunfälle der 4-Kategorie 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 für 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.

Im⁴RP 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 erforderlich macht. 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 „Kessel“

Allgemeiner Teil „Palier“

❖ Methodik

Die Methodik zur Bewertung der radiologischen Folgen von unfallbedingten 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.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

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 restriktiven Annahmen – insbesondere hinsichtlich der Bruchrate der Ummantelungen – durchgeführt wurden, entsprechen dem Ziel, das sich EDF im Rahmen des 4-RP 900 gesetzt hat, nämlich Werte anzustreben, bei denen für alle Auslegungsunfälle in der Entfernung zur nächsten Wohnstätte keine Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung erforderlich sind:

- 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-1].
- Senkung des gemäß den radiochemischen Spezifikationen des Primärkreislaufs zulässigen Höchstwerts für das Jod-131-Äquivalent im Transientenbetrieb um 33 % (von 150 auf 100 GBq/t), um den Reaktorbetrieb aufrechtzuerhalten.

Diese Senkung ermöglicht es, die radiologischen Folgen aller Unfälle ohne Brennstoffhüllenbruch zu verringern, darunter auch den RTGV der 4-Kategorie – ein Unfall mit den schwerwiegendsten radiologischen Folgen im Rahmen des Sicherheitsnachweises für Unfälle ohne Kernschmelze. Sie 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 anhand eines statistischen Ansatzes würde beim RTGV4-Unfall zu einer deutlichen Verringerung der Dosen führen.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

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, folgende Maßnahmen 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 Vorschrift [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 im Auslegungs- und Ergänzungsbereich 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.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Blockspezifischer Teil für Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly

Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Änderungen in der Dokumentation:

- „Senkung der Spezifikationen für Jod-131-Äquivalent auf 100 GBq/t“
- „Senkung der Spezifikationen für das Jod-131-Äquivalent auf 80 GBq/t“
- „Änderung des Transientenverlaufs von RTGV4“

wurden im Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly vollständig umgesetzt.

Die Änderung PNPE1141 „Erhöhung des Durchflusses der Regelventile GCT-a“ wurde im Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

1.2.2.2 Neubewertung der Leistung des Sicherheitsbehälters

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 ASN. Für die Baureihe CPY wurde die Neubewertung des Sicherheitsbehälters in das Arbeitsprogramm des 4RP 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 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 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 im Sicherheitsbehälter freigesetzten Massen und Energien (MEL) ermittelt, die als Eingangsgrößen für die Untersuchungen zur Behälterintegrität dienen.

Die Berücksichtigung der umstrittenen Lücken 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 im Hinblick auf das Risiko 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 im Anschluss an den 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, 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 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 Reaktorblocks*“ 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 CPY-Generation („Verbesserung der Robustheit des EAU-Systems im Hinblick auf das DAO“ PNPP1546) installiert, 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 die Verlängerung der ^{dritten}Sicherheitsbarriere während der Unfallphasen mit Rückführung in die Auffangbecken.

Bei den regelmäßigen Dichtheitsprüfungen der dritten Sicherheitsbarriere weist EDF nach, dass diese Doppelmäntel dicht sind und ihre Funktion als Erweiterung der ^{dritten}Sicherheitsbarriere erfüllen.

Im Rahmen des 4-RP 900 hat EDF das Risiko einer Umgehung des Sicherheitsbehälters analysiert, das mit den nicht absperzbaren Abschnitten der RIS- und EAS-Rohrleitungen außerhalb des BR verbunden ist, und dabei Folgendes durchgeführt:

- 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.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

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 Anschlusses, 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 gewählte 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 Sicherheitsgebäude 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 (Brüche von ...),
 - entweder die Atmosphäre des Sicherheitsbehälters nach einem Störfall, der gleichzeitig zu einer Beeinträchtigung der ersten Barriere und zu einer Freisetzung von Primäraktivität in den Sicherheitsbehälter führen könnte (Ausfall der zweiten Barriere).
 - Diese Kreisläufe oder Teile von Kreisläufen:
 - entweder werden bei einem Störfall in Betrieb genommen, da sie erforderlich sind, um die Funktion der ... der ... radiologischen ... , um die Erfüllung ... ,
 - oder bereits vor Eintritt eines Unfalls in Betrieb sind und während des Unfalls weiterbetrieben werden.
- Die für die Identifizierung der Kreisläufe, die die Erweiterung der 3. Barriere gemäß der obigen Definition sind die im Rahmen des Nachweises der nuklearen Sicherheit untersuchten Betriebsbedingungen: die Auslegungsbedingungen, die Bedingungen des ergänzenden Bereichs sowie Unfallsituationen mit Kernschmelze, für die technische oder betriebliche Vorkehrungen festgelegt sind.

Die Anforderungen an die Kreisläufe, die zur Erweiterung der 3-Barriere gehören, ergänzen die Auslegungsanforderungen für den Sicherheitsbehälter und dessen Isolationssystem sowie für die mit dem Sicherheitsbehälter verbundenen Sicherheitssysteme. Für alle Ausrüstungen der Erweiterung der 3-Barriere, die zur Minderung von Auslegungsunfällen oder Unfällen des ergänzenden Bereichs erforderlich sind, gilt die Anforderung der äußeren Dichtheit. Anlagen, die sich an der Grenze der Erweiterung der 3-Barriere befinden, müssen die Anforderungen an die äußere und innere Dichtheit erfüllen. Die für die Minderung von Unfallsituationen mit Kernschmelze erforderlichen Kreisläufe, die ebenfalls unter die Definition der Erweiterung der 3-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 befördern 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 hat EDF die festgelegten Anforderungen an das System zur Überwachung der Leckagerate des Sicherheitsbehälters im Betrieb (SEXTEN) für jeden Reaktor der 900-MWe-Baureihe festgelegt, die der IPS-NC-Einstufung 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, in dem die Modalitäten zur Überwachung der Leckage des Reaktorbehälters beim Wiederaufstart beschrieben werden, sowie Aufnahme dieses Leitfadens in das Nachweisdokument zu den Sicherheitstechnischen Einrichtungen (STE) der betroffenen Lager.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Blockspezifischer Teil 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly

Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly weist hinsichtlich des Zustands der Lager keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks



Zusammenfassung der Ergebnisse der Sichtprüfungen der verschlossenen Reserve-Durchführungen

EDF hat eine Reihe von Sichtprüfungen an den verschlossenen Reserve-Durchführungen durchgeführt, um etwaige Korrosionserscheinungen, die die Durchführungen beeinträchtigen könnten, zu erkennen und deren Gefährlichkeit zu bestimmen:

- Die Bilanz für die 20 untersuchten Durchführungen lautet wie folgt:
 - 20 Durchführungen mit Rostflecken,
 - keine Durchführungen mit mäßiger Korrosion,
 - keine Durchführungen mit starker Korrosion.

Die durchgeführten Kontrollen zeigen insgesamt einen guten allgemeinen Zustand der verschlossenen Reserve-Durchführungen: Es liegen keine Schäden vor, die deren Integrität beeinträchtigen könnten, und die allgemeine Dichtheit des Sicherheitsbehälters wurde bestätigt.

Die Änderung PNPP1546 „Fortführung der Wasserüberwachung im Hinblick auf das DAO“ wurde im Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly 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 Dampierre-en-Burly 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 Fortführung des³RP 1300 hat EDF die Auslegungstörfälle und -belastungen der BAC-Gebäude analysiert, um die Akzeptanz der möglicherweise verursachten radiologischen Folgen im Hinblick auf die von den Behörden für den Schutz der Bevölkerung festgelegte Interventionsschwelle, 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;

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

- 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 Rahmenszenarien 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-Anlagen 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 zu Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly

Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly 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 Dampierre-en-Burly.

1.3 Schlussfolgerung

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 des⁴RP 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 für den EPR-Reaktor in Flamanville 3 ergeben.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Die internen CPY-Kesselereignis-Sicherheitsanalysen (EPS) der Stufe 1 wurden aktualisiert, um den Referenzausführungszustand eines Reaktors der CPY-Generation nach der Überprüfung ^{gemäß dem} 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 im Auslegungs- und Ergänzungsbereich 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-Betrieb durch.

Der RTGV-Unfall, der den Auslegungsstörfall 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: Einwirkungen

INHALT ABSCHNITT 2

Abschnitt 2: Einwirkungen

2.1 Ziele	107
2.2 Erfüllung der Lernziele	108
2.2.1 Sicherstellung der Robustheit der Anlagen bei neu bewerteten Belastungsgradenan -Überprüfung , der Überprüfung sowie und den internationalen Empfehlungen (WENRA)	108
2.2.1.1 Brand.....	112
2.2.1.2 Interne Explosion.....	121
2.2.1.3 Interne Überschwemmung, Rohrleitungsausfälle sowie Ausfälle von Behältern, Pumpen oder Hochdruckventilen 134	134
2.2.1.4 Externe Überschwemmung	139
2.2.1.5 Erdbeben	144
2.2.1.6 Kollisionen und herabfallende Lasten	149
2.2.1.7 Interne elektromagnetische Störungen (EMS)	156
2.2.1.8 Große Heißbereiche	158
2.2.1.9 Extreme Kälte.....	163
2.2.1.10 Einwirkungen der Kältequelle.....	166
2.2.1.11 Starke Winde und durch starken Wind verursachte herumfliegende Gegenstände.....	169
2.2.1.12 Tornado.....	170
2.2.1.13 Blitzschlag und externe elektromagnetische Störungen (EMS)	172
2.2.1.14 Schnee	174
2.2.1.15 Risikomanagement in der Industrie	175
2.2.1.16 Risikomanagement im Luftverkehr	179
2.2.1.17 Ergänzende Studiengänge.....	181
2.2.2 Annahme eines Kernschmelzrisikos unter Einbeziehung der Einwirkung von einigen 10 ⁻⁵ / Reaktorjahr.....	185
2.2.2.1 EPS-Brand	187
2.2.2.2 EPS Interne Explosion.....	189
2.2.2.3 EPS Interne Überschwemmung	191
2.2.2.4 EPS Externe Überschwemmung	192
2.2.2.5 EPS Erdbeben.....	193
2.2.2.6 Gesamtüberarbeitung EPS	195
2.3 Fazit	196

Abschnitt 2 – Übergriffe

2.1 Ziele

Ereignisse 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.

Der 4-RP 900 folgt diesem Ansatz mit einem deterministischen Teil des Sicherheitsnachweises und einem probabilistischen Teil. Daraus ergeben sich die beiden folgenden Ziele:

Ziel Nr. 1: 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 gewonnenen 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 von EDF, bei den Belastungsstudien die WENRA-Referenzwerte anzuwenden und die Zugänglichkeit der Räumlichkeiten für die Durchführung zu überprüfen

der zum Schutz vor Einwirkungen erforderlichen Maßnahmen.

Ziel Nr. 2: Anstreben eines Gesamtkernschmelzrisikos (RFC), das Störfälle von etwa¹⁰ 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 Sicherheitsplanungsstudien (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 Antwort

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 regelmäßigen 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 zur Verbesserung der Sicherheit im Hinblick auf Einwirkungen präzisiert. Diese Elemente werden im Folgenden dargelegt.

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.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Im Rahmen des 4-RP 900 lauten die Verbesserungsziele für die Studien zu den Referenzbelastungen:

- die Berücksichtigung der durch den geänderten Erlass vom 7. Februar 2012 und die veröffentlichten ASN-Entscheidungen eingeführten erweiterten behördlichen Anforderungen, was insbesondere zu einer Konkretisierung der Anforderungen durch die Schaffung neuer Kapitel zu Einwirkungen im Sicherheitsnachweis,
- 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.

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 Verschärfungsfaktors und E9.3 bezüglich der Reaktionszeit des Bedieners einbezogen werden. Es wurden Sensitivitätsanalysen zu diesen Regeln durchgeführt. EDF hat zudem die WENRA-Referenzwerte von 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 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 Anlagen berücksichtigt wurden⁽¹⁾, die es ermöglichen, die Einwirkung zu verhindern oder deren Folgen zu begrenzen (Einwirkungsschutzausrüstung). Diese Analyse hat gezeigt, dass trotz der Berücksichtigung eines Ausfalls an einer in der Einwirkungsstudie bewerteten Ausrüstung 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.

¹ Im Sinne des Ansatzes zur Berücksichtigung eines erschwerenden Faktors in Störfallsituationen 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.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

EDF hat diesen Ansatz für bestimmte Einwirkungen durch ein Verfahren ergänzt, das darauf abzielt, das hohe Zuverlässigkeitsniveau der in den Einwirkungsstudien 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 Einwirkungs-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 Elektraum 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:

Ende 2014 wurde in den WENRA-Referenzstufen 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 Gefährdungsniveaus, 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 Hochwasserereignisse, 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 – Gefährdungsniveaus zu ermitteln, die deutlich über den für die Bemessung zugrunde gelegten Werten lagen. In diesem Fall basiert das Vorgehen auf einem „vernünftig quantifizierbaren“ Eintrittswahrscheinlichkeitswert (typischerweise eine hundertjährige Wiederkehrperiode), auf den eine Sicherheitsmarge angewendet wird, die nach Einschätzung des Ingenieurs zu einem Gefahrenniveau führt, das mit dem von der WENRA festgelegten Zielwert für eine zehntausendjährige Wiederkehrperiode vergleichbar ist. Dieses Vorgehen wurde für die folgenden Einwirkungen angewendet: Starkwind, Hitzewelle und extreme Kälte.
- Das Referenzniveau für den 4-RP 900 hinsichtlich der Einwirkungen Erdbeben, externe Überschwemmung, Einwirkungen der Kühlquelle, Blitzschlag und Tornado entspricht den Erwartungen

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

. Die am Palier CPY durchgeführten Studien belegen die gute Robustheit der Anlagen gegenüber den Einwirkungen Hitzewelle und extreme Kälte. Die Studie zur Hitzewelle wurde insbesondere im Rahmen der von der ASN erlassenen Vorschrift [AGR-C] unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des⁴ RP 900, um die mit den Modellierungen und den Außenlufttemperaturen verbundenen Unsicherheiten besser zu berücksichtigen. 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 wurden, eine spezifische Vorgehensweise eingeleitet, die den Sicherheitsanforderungen angepasst ist.

- Auch bei „Grands Vents“ 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 Einflüssen 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 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 des⁴RP 900 durchgeführten Belastungsstudien.

Der weitere Verlauf dieses Abschnitts ist der Darstellung der Ergebnisse der Untersuchungen zu den verschiedenen im Rahmen des 4RP 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 des⁴RP 900 zu berücksichtigenden Einwirkungen gelten (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – §2.2.1), zielt das von EDF angestrebte Ziel der Verbesserung der Sicherheitsanforderungen für 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 (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 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 Maßnahmen zur Brandbekämpfung.

So wurden im Rahmen der 3.³RP 900, insbesondere im Anschluss an Studien zur Bewertung der bestehenden Sicherheitsmargen (zusätzliche 10 Minuten Sicherheitsmarge im Vergleich zur Auslegung im Zustand des²RP 900) hinsichtlich der Auslegung der Schutzmaßnahmen gegen gemeinsame Kabelausfallmodi und der Mindestbetriebsmittel im Hinblick auf deren Feuerbeständigkeit.

Was die Auswirkungen von Brandrauch auf den Betrieb der Anlagen sowie die Druckeffekte im Brandfall betrifft, hat EDF im Rahmen des³RP 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 Druckeffekte zu einem Versagen der Brandschutzabschnitte führen kann. Diese Themen, die sich aus der Anweisung zum 3RP 1300 ergeben werden im Rahmen des 4RP 900 berücksichtigt.

Schließlich hat die ASN nach dem Unfall von Fukushima-Daiichi die technische Vorschrift ECS 12 erlassen, in der EDF aufgefordert wird:

- die Beständigkeit der Strukturen und Ausrüstungen, für die die Anforderung der Beständigkeit gegenüber dem halben Auslegungsbeben (DSD) gilt und die zur Brandabschnittsbildung, zur Brandmeldeanlage oder zur Brandbekämpfung (fest installierte Löschanlagen) beitragen, gegenüber dem erhöhten Sicherheitsbeben (SMS) zu bewerten;
- Für Bauteile, deren Widerstandsfähigkeit gegenüber dem SMS nicht nachgewiesen werden kann, ein Änderungsprogramm vorzulegen.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Im Anschluss an die GPO zum 4 RP 900 formulierte die ASN zusätzliche Anforderungen bezüglich der internen Einwirkung „Brand“. EDF hat daraufhin die Verbesserungsziele der Studien ergänzt und in sein Arbeitsprogramm für die Sicherheitsüberprüfung 4 RP 900 Weiterentwicklungen zu den folgenden brandbezogenen Themen aufgenommen:

- Begründung der Sektorenunterteilung nach Ansätzen aus dem EPR,
- Auswirkungen von Brandrauch,
- durch den Brand verursachte Druckeffekte,
- erneutes Entzünden von Restinbränden in den Lüftungskanälen,
- was den Brand verschlimmert,
- Anfälligkeit für Verzögerungen durch das Bedienpersonal,
- Modalitäten zur Umsetzung der ASN-Entscheidung zum Brand.

Ergänzend dazu hat EDF Analysen zu den Auswirkungen eines Brandes auf Kreisläufe durchgeführt, in denen wasserstoffhaltige Fluide zirkulieren (brennender Strahl). EDF hat zudem die Folgen eines Brandausbruchs in den Kaltwassererzeugungsräumen für das Elektorraumgebäude (DEL) erneut untersucht, um den neuesten Erkenntnissen über die Temperaturanstiegsdynamik in Elektorräumen 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 das EPR angewendet wurde, hat EDF im Rahmen des 4. ^{ème} RP 900 eine neue Methode namens PEPSSI (Bewertungsprinzip für die Angemessenheit von Brandabschnittselementen) entwickelt, um die Robustheit der Elemente der Sicherheitsbrandabschnitte 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 E (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 die 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 werden, wurde überprüft.

➤ Auswirkungen von Brandrauch

Die von EDF seit Anfang der 2000er Jahre verfolgten Maßnahmen hinsichtlich der Risiken von Betriebsstörungen an Anlagen unter dem Einfluss von Rauch führten zur Entwicklung eines speziellen Prüfstands (Prüfstand „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 für den 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 – §2.2.2.1).
- EDF setzt seine Forschungs- und Entwicklungsarbeiten zu diesem Thema fort.

Die Detailstudien zu den Auswirkungen von Rauch werden im Abschnitt „Besonderheiten des Reaktorblocks“ vorgestellt, da sie standortabhängig sind.

➤ 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 Brandabschnitselemente durchgeführt.

Die im Rahmen des 4-RP 900 durchgeführten Arbeiten stützen sich auf die Methodik, die im Rahmen des 3-RP 1300 entwickelt und erprobt wurde. Für die Analyse der Druckeffekte im Brandfall wurden folgende Grundsätze zugrunde gelegt:

- Identifizierung von Konfigurationen, die zu einem Durchbrechen der Brandabschnitte führen könnten,
- 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 H₂-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 4RP 900 erlassenen Vorschriften ergänzende Untersuchungen zu den beiden folgenden Themenbereichen durch:

In Anwendung der Vorschrift [AGR-E-I] hat EDF geeignete Betriebsvorschriften festgelegt 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 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.

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).

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Anwendung eines Erschwerisfaktors	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 4RP 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 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 4RP 900 sind keine Änderungen erforderlich.
Feuerlöschpumpen	Der Löschwasserkreislauf (JPP) jedes Blocks wird von zwei Pumpen gespeist, die jeweils von einem Elektromotor angetrieben werden, dessen Stromversorgung jeweils über die Stromkreise A und B erfolgt, die jeweils durch den Notstromgenerator des betreffenden Notstromversorgungsweges. Darüber hinaus sind die Druckleitungen der

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Anwendung eines erschwerenden Umstands	Zusammenfassung der Studien
	der Pumpenanlagen jedes Blocks sind über eine Verbindungsleitung miteinander verbunden. Folglich stellt die Berücksichtigung eines erschwerenden Umstands bei einer Feuerlöschpumpe die Fähigkeit des Systems nicht in Frage, die für den Referenzbrand des Kernkraftwerksblocks erforderliche Wassermenge bereitzustellen. Für den 4RP 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 angesehen, 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, über eine unzureichende Brandabschnittsbildung verfügt, 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 Bedienermaßnahmen 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 Bedienerzeiten bei deren Durchführung berücksichtigt wird.

Die Analyse der manuellen Maßnahmen, die im Kontrollraum oder vor Ort durchgeführt werden, hat keinen „Klippeneffekt“ im Zusammenhang mit der Berücksichtigung dieser Bedienerzeiten ergeben.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

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“) 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 definiert 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 Widerstandsfähigkeit gegenüber dem „Séisme Majoré de Sécurité“ (SMS) von Bauwerken und Anlagen bewertet, für die die Anforderung der Widerstandsfähigkeit gegenüber dem „Demi-Séisme de Dimensionnement“ (DSD) gilt und die zur Brandabschnittsbildung, zur Branderkennung oder zur Brandbekämpfung (fest installierte Löschanlagen) beitragen.

Das Ergebnis dieser Untersuchungen:

- ist die Brandmeldeanlage 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;
- Was die ortsfesten Löschanlagen betrifft:
 - ist die konventionelle Reaktoranlage ohne Änderungen gegen SMS unempfindlich;
 - Die Kernkraftwerksanlage (im Inneren des Reaktorgebäudes) ist ohne Änderungen gegen ein schweres Erdbeben (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 robust sein.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

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, 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 angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4 RP 900 erlassenen Vorschrift [AGR-D-I] hat EDF in den Studien zur Brandisikokontrolle (Begründung der Bereichsaufteilung, Auswirkungen von Rauch, Druckeffekte) Folgendes berücksichtigt:

- alle Räume des Kernkraftwerksblocks und der Pumpstation;
- Modellannahmen für die Gebäudehülle, anhand derer die in den Räumen erreichten Temperaturkurven für Brände in Schaltschränken und elektrischen Kabelkanälen ermittelt werden können, die auftreten könnten. 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 festgestellten Änderungen spätestens 5 Jahre nach Vorlage des Abschlussberichts der Überprüfung umsetzen.

EDF wird ergänzende Untersuchungen 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 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 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.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Spezifischer Teil zu Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly

Besonderheiten des Blocks

➤ **Begründung der Sektorisierung**

Für den Standort Dampierre-en-Burly konnten anhand der Studien zur Anpassung der PEPSSI-Methode die Änderungen ermittelt werden, die an den Elementen der Sektorisierung vorgenommen werden müssen, deren Robustheit nicht nachgewiesen werden konnte.

➤ **Durch Brandrauch verursachte Auswirkungen**

Für den Standort Dampierre-en-Burly lassen die Untersuchungen zur Berücksichtigung der Auswirkungen von Rauch den Schluss zu, dass die Anlage gegenüber diesen Auswirkungen robust ist.

➤ **Durch einen Brand verursachte Druckeffekte**

Für den Standort Dampierre-en-Burly lassen die Untersuchungen zum Druckanstieg im Brandfall den Schluss zu, dass die Anlage gegenüber diesen Auswirkungen robust ist.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Änderungen:

- PNPP1092 „Brandschutz der RCV-Pumpenräume“,
- PNPP1196 „Umfassende Modernisierung der Brandmeldeanlage“,
- PNPP1232 „Einführung Einrichtung von Sprinkleranlagen Sprühhvorrichtungen in den Räumen der TEG-Kompressoren des CPY-Lagers“,

wurden im Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderungen:

- PNPE1302 „Beseitigung von Gemeinsamkeiten und Reduzierung der Wärmebelastungen durch Kabel vom Typ PFG/PFL durch Umwicklung“,
- PNPE1393 „Ansteuerung des H₂-Ventils bei JDT-Erkennung (Gefahr eines brennenden Strahls)“,
- PNRL1925 „Behandlung von Brandrisiken durch Berücksichtigung neuer Brandlasten“,
- PNPE1420 „PEPSSI – Austausch von Brandschutztüren“,
- PNPE1444 „Passiver Brandschutz – „Behandlung von Durchführungen und Fugen“,
- PNRS1012 „Anwendung der PEPSSI-Methode im BR CPY“,

werden im Rahmen der Phase B der Modifikationen am 4 RP 900 im Reaktorblock Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly eingesetzt.

Die Änderungen:

- PNPE1337 „Einrichtung von Alarmvorrichtungen an Brandschutztüren mit Sicherheitsfunktion, um deren geschlossenen Zustand zu gewährleisten“
- PNRL1990 „Erhöhte Erdbebensicherheit des JP*-Brandbekämpfungsnetzes“

werden im Rahmen eines spezifischen Zeitplans umgesetzt, wobei die Integration in Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly spätestens in Phase B vorgesehen ist.

2.2.1.2 Interne Explosion

Allgemeiner Teil – Reaktorblock

❖ 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 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 zur „Ergänzung des Referenzrahmens“ erforderlich sind (Sensitivitätsanalysen zu den WENRA-Referenzwerten, erschwerenden Szenarien und Reaktionszeiten des Bedienpersonals – 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 Brandsektoren berücksichtigt,
- die Ergebnisse der Anweisung zum 3-RP 1300 berücksichtigt, indem detaillierte Analysen zu bestimmten Themenbereichen integriert wurden (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 Wasserstoffleitungen sowie die Räume zu identifizieren, in denen Wasserstoffleitungen mit Besonderheiten²verlaufen.

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 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:

² 2 Beispiele für kritische Stellen in einem Kreislauf: ein Ventil, eine nicht geschweißte Verbindung zwischen zwei Rohrleitungsabschnitten.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

- Dichtheit bereits bei der Konstruktion (vorrangig Membranventile, geschweißte Verbindungen, Überwachung im Betrieb und angemessene Wartung),
- geerdete Leitungssysteme und Ausrüstung,
- außerhalb des BR: systematische Überprüfung der Integrität bei Erdbeben (einschließlich Erdbebenereignissen) und nach dem Bruch von Hochdruckrohrleitungen (Peitschenwirkung).

Es ist anzumerken, dass Halterungen hinzugefügt oder modifiziert wurden, um die Erdbebensicherheit zu gewährleisten, und dass im Rahmen des 3 RP 900 Anti-Peitschen-Rahmen installiert wurden.

Für die Räume geltende Auslegungsanforderungen

Die für Räume geltenden Präventionsmaßnahmen, in denen wasserstoffführende Kreisläufe verlaufen und die gemäß dem Sicherheitsnachweis 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 (für explosive Atmosphären geeignet) in den gefährdeten Bereichen.

EDF hat ergänzend eine Analyse der Wasserstoffübertragung von einem Gefahrenraum in einen Nicht-Gefahrenraum durchgeführt, der daher nicht mit ATEX-Geräten ausgestattet ist. Diese Analyse ergab, dass die Übertragungen durch Undichtigkeiten keine Auswirkungen auf das CPY-Lager haben.

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 Detektionsanlage zur Überwachung installiert.

• Überprüfung der Begrenzung der Zündrisiken für gefährdete Räume und die zugehörigen Lüftungskanäle

In allen als „explosionsgefährdet“ eingestuftten Räumen müssen mögliche Zündquellen beseitigt werden: In diesen Räumen werden „ATEX“-zertifizierte Geräte (die so konzipiert 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 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.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Anlässlich des 3RP 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 4RP 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 im Reaktorgebäude (BR)

Das Reaktorgebäude (BR) ist Gegenstand einer spezifischen Überprüfung, 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 3RP 900 durchgeführten Studien, die die Analyse des Explosionsrisikos im Reaktorgebäude darstellen, zu dem Schluss, dass kein Risiko besteht, und bleiben für das 4RP 900 gültig.

EDF hat im Rahmen des 4RP 900 zudem eine Risikoanalyse zur lokalen Bildung eines entzündlichen H₂-Luft-Gemischs durchgeführt. Diese ergab, dass kein Risiko besteht. Ergänzend dazu verlangt die von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4RP 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 Sicherheitsaspekte 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, wobei das Reaktorgebäude ausgenommen ist (das Risiko der Bildung einer explosionsfähigen Atmosphäre im Reaktorgebäude wird gesondert behandelt – siehe oben), um sicherzustellen, dass die Auswirkungen potenzieller Explosionen die Erfüllung der Sicherheitsfunktionen nicht beeinträchtigen.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

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. Darüber hinaus 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“ eingestuft 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 über eine Notstromversorgung verfügen 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

„mit hohem Sicherheitsrisiko“ eingestuft, da die Grundsätze der Methodik des 4-RP 900 angewendet werden. Folglich muss das DVE-System erdbebensicher sein. Der Fall 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 Feststellung 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.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

- 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 tatsächlich 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, Probenahmen 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 hebt jedoch zwei plausible Explosionsszenarien hervor. 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-Hülle (PNRS1024) zu verringern.

- Wasserstofffreisetzung 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] 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 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 zündfähigen 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 Batterieräumen 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 Explosionsschutzvorrichtungen identifiziert, deren Ausfall zu einer erheblichen Erhöhung des Risikos einer Kernschmelze oder zum Verlust der redundanten Wasserzufuhrvorrichtungen oder der Kühlvorrichtungen für das Brennelementlagerbecken führt“ und „die Maßnahmen zur Verringerung des Ausfallrisikos dieser Vorrichtungen, die mit diesen Maßnahmen verbundenen Betriebsanforderungen sowie den entsprechenden Zeitplan“ festlegt.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

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 Ansatz besteht die Untersuchung darin, alle erforderlichen Maßnahmen des Bedienpersonals im Kontrollraum und vor Ort zum Schutz vor einer Störereignisausbreitung 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 ein Eingreifen des Bedieners erfordert, ist der Ausfall der Belüftung oder die Erkennung von Wasserstoff in einem Batterieraum, was eine Überwachung der Wasserstoffkonzentration vor Ort sowie das Öffnen etwaiger Zwischenklappen und der Raumentür zur Folge hat. Die Maßnahme durch das Bedienpersonal 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 4RP 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 dabei entstehenden Überdrücke würden zwar zum Abreißen der Verkleidung führen, wären jedoch nicht so stark, dass sie die Stabilität des Maschinenraums gefährden könnten,
- 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 Technikstollen:

Eine Explosion in den technischen Stollen würde erhebliche Überdruckwerte erzeugen (sog. Kanoneneffekt). Aus diesem Grund wurden im Rahmen des³RP 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 Wasserstoffrohrleitungen, um sie vor dem Risiko von Erdbeben und Ereignissen 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.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Analyse des Risikos einer Wasserstoffexplosion an den Schnellentleerungsstationen der Generatoren

Zu den Einwirkungsfaktoren, die die Integrität der Wasserstoffrohrleitungen an den 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 Kanälen (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 daher in den Untersuchungsumfang der Studie „Gasanlagen“ einbezogen. Analyse des Wasserstoffexplosionsrisikos an den Gasanlagen

Die Ergebnisse dieser Studien 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 „Explosion“, „Brand“ und „Freisetzung gefährlicher (giftiger) Stoffe“ durch einen Lkw, der Gefahrgut befördert, wurde durchgeführt. Das Thema des Transports von Gefahrgut wird in Abschnitt 2.2.1.15 „Beherrschung industrieller Risiken“ behandelt.

➤ 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 der Lichtmaschine,
- die Kabelkanäle (CP1),
- die Gaslager.

Im Maschinenraum, in den Kabelkanälen und an der Schnellentleerungsstation der Lichtmaschine sind keine Maßnahmen erforderlich, um die Folgen einer Explosion infolge eines Erdbebens, eines Brandes oder eines RTHE zu verhindern oder sich dagegen zu schützen. Dementsprechend wird gemäß dem gewählten Ansatz zur Anwendung eines Erschwerungsfaktors in den Studien kein Erschwerungsfaktor 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 erlassenen Vorschrift [AGR-G] werden angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4-RP 900 weitere Studien 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 Entwässerungsrinnen), oder dass dieses Risiko ausgeschlossen werden kann (im Fall der technischen Stollen).

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Blockspezifischer Teil für Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly

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, 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 am Standort Dampierre-en-Burly geeignete Schutzmaßnahmen getroffen werden müssen, wie zum Beispiel:

- Für den SGZ-Gasanlagenpark (PNPP1012D):
 - Begrenzung der Folgen einer möglichen Explosion im SGZ-Park in Bezug auf Sicherheitsziele durch eine geeignete Anordnung (Einhaltung der Sicherheitsabstände zu den Sicherheitszielen, Trennung der Wasserstoff- und Stickstoffflaschenlager),
 - Schutz der Gasspeicher vor äußeren Einflüssen (Brand außerhalb der Anlage, Erdbeben bei explosiven Gasen, RTHE, durch starken Wind verursachte Projektilen bei explosiven Gasen, Blitzschlag), um das Explosionsrisiko zu vermeiden,
 - Reduzierung der im SGZ-Gasspeicher gelagerten Gasmenge.
- Für den Flüssigstickstoffbehälter (PNPP1012D):
 - Abstand in angemessener Entfernung, um das Risiko äußerer Einwirkungen durch die SGZ-Anlagen zu vermeiden,
 - Schutz vor Projektilen, die von den SGZ-Anlagen erzeugt werden könnten, durch zwei Umfassungsmauern,
 - Schutz des Flüssigstickstoffbehälters vor äußeren Einflüssen (Brand außerhalb der Anlage, Erdbeben, RTHE, durch starken Wind erzeugte Projektilen, Blitzschlag), um das Risiko einer BLEVE (Boiling Liquid Expanding Vapor Explosion) zu verhindern.
- Für GNU-Gasanlagen (PNPP1012A):
 - Schutz der Gasspeicher vor äußeren Einflüssen (Brand außerhalb der Anlage, Erdbeben bei explosiven Gasen, RTHE, durch starken Wind erzeugte Projektilen bei explosiven Gasen, Blitzschlag), um das Explosionsrisiko zu vermeiden,
 - 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:

- PNPP1926 Teil A „Abschaltsteuerung der KRT-Kette bei KHY-Erkennung im Lüftungskanal“,
- PNPP1926 Teil B „Einbau eines Wasserstoffdetektors in den Batterieräumen“

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

- PNPP1926 Teil C „Verschärfung der WENRA-Anforderungen für die Wasserstoffdetektion – Verdopplung der an einer Regelungsschaltung beteiligten Detektoren“,
- PNPE1118 „Erdbebensicherung der Belüftung der Batterieräume (DVE)“,
- PNPP1709 „Austausch der SIERS-Ventile und Verriegelung der manuellen RPE-Ventile“,
- PNPP1012 Band A und Band D „Umbau und Sanierung der SGZ-Gasanlagen zur Anpassung an die Vorgaben für interne Explosionssicherheit“,
- PNPE1289 „Wasserquelle für die Nachspeisung des harten Kerns“,
- PNRL1924 „Erdung der DVN-Kanäle für die Belüftung der Jodräume“,

wurden im Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly 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“,
- PNPP1945 Band A „Einrichtung eines durch DVN belüfteten Raums zur Eindämmung der RPE-Ventile mit lokalem Jodrisiko NA 414“
- PNPE1445 „Einbau eines Türanschlags zum Schutz von zwei RRI-Leitungen (Zwischenkühlung) vor dem Öffnen einer Tür zum Raum NA381 (interne Explosion) und Einbau eines Schwingungsschutzrahmens zum Schutz einer REN-Leitung im Reaktorgebäude“,
- PNPE1337 „Einrichtung von Alarmvorrichtungen an kritischen Brandschutztüren, um deren geschlossenen Zustand zu gewährleisten“,
- PNRS1024 „Sicherung der H2-Leitung des RCV-Speichers“

werden im Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4-RP 900 umgesetzt.

Die Änderung PNPE1258 „Einrichtung der ASG-ND-Vorrichtung und einer festen Nachfülleitung für das Brennelagerbecken durch SEG“ wird im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration in Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly spätestens in Phase B vorgesehen ist.

2.2.1.3 Interne Überschwemmung, Rohrleitungsausfälle sowie Ausfälle von Behältern, Pumpen oder Hochdruckventilen

Allgemeiner Teil: Maschinenraum

❖ Hintergrund und Gegenstand der Studien

Anlässlich des⁴RP 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 Betreibers). Die Studien zu den Referenzszenarien „Interne Überflutung“ und „Rohrleitungsausfälle“ wurden weiterentwickelt, wobei Reaktionszeiten des Betriebspersonals berücksichtigt wurden, die denen in den 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 „Rohrleitungsausfälle“ den Übergang des Reaktorblocks in einen sicheren Zustand und dessen Aufrechterhaltung 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 einem 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;
- Sicherzustellen, 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 Räumen, in denen sich die Anlagen befinden, vervollständigt EDF seinen Ansatz durch die Überprüfung der Widerstandsfähigkeit der Bauwerke gegenüber einer repräsentativen Auswahl interner Projektilen im Reaktorgebäude (BR), die bei der Auslegung berücksichtigt wurden. Für den 4.^{te} 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 „Rohrleitungsausfälle“ gilt sowohl für den Kernkraftwerksbereich als auch für den konventionellen Bereich der CPY-Stufe. 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 eines Hochenergie-Rohrleitungssystems verursachten Ausfalls relevant ist;
- die durch interne Überflutung (Eintauchen und Bespritzung), durch Schwingungen, durch Strahleffekte und durch veränderte Umgebungsbedingungen im Falle eines RTHE funktionsunfähig gewordenen Ausrüstungsteile zu identifizieren;
- Durchführung von Funktionsanalysen zur Beurteilung der Akzeptanz von Anlagenausfällen;
- 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, ausgenommen Band B).

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Sensitivitätsanalyse hinsichtlich der Reaktionszeiten des Betriebspersonals:

Die Berücksichtigung der von den WENRA-Referenzstufen empfohlenen Bedienerfristen hat gezeigt, dass eine Verlängerung der Fristen 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 Ausrüstung im Rahmen der internen Überflutungsstudien eingeführt. Darauf folgte eine Studie, mit der sicherheitsrelevante Entwässerungssysteme identifiziert wurden, für die betriebliche Anforderungen entsprechend ihrer Bedeutung festgelegt werden.

Untersuchung des gleichzeitigen Auslaufens von nicht erdbebensicheren Behältern:

Die Methodik zur Untersuchung des gleichzeitigen Auslaufens von nicht erdbebensicheren Behältern ist wie folgt aufgebaut:

- Ermittlung aller nicht erdbebensicheren 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 Einwirkungen „Rohrleitungsversagen“ und „Innenüberflutung“ angewandt wird;
- Überprüfung, dass keine Interferenzbereiche zwischen allen Ausbreitungs- und Ausbreitungsphasen vorhanden sind;
- Durchführung von Funktionsanalysen in Verbindung mit den identifizierten gemeinsamen Moden gemäß der Methodik, die für die Ausfallstudien „Rohrleitungsausfälle“ und „Interne Überflutung“ identifizierten Gemeinamoden. Dieser Schritt dient dem Sicherheitsziel des Rückfalls 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 Blocks 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.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

➤ **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 Kreislumpen 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 Abschnitt III oder gleichwertig) konstruiert und gefertigt werden, 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 einem Nuklearkodex konstruiert 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.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Widerstandsfähigkeit der Bauwerksstruktur gegenüber Projektilen:

Die bei der Auslegung für die CPY-Stufe berücksichtigten internen Projektilen 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 werden, 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 Projektilen, die im Rahmen des Sicherheitsnachweises für Reaktoren der neuesten Generation vom Typ EPR Flamanville 3 ausgestoßen und zurückgehalten werden können.

Blockspezifischer Teil für Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly

Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderungen:

- PNPE1108 Band A „Eindämmung von Abflüssen und Dichtheit der Durchführungen“,
- PNPE1144 (außer Band B) „Verstärkung des volumetrischen Schutzes“,
- PNPE1032 „Austausch der Schaltschränke RPE/RRI – Schutz vor interner Überflutung“

Die Änderung PNPE1108 Band B „Erhöhung der Schutzwände, Einbau von Entwässerungsvorrichtungen, Schlosserarbeiten“ wird im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration in Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly spätestens in Phase B vorgesehen ist.

Allgemeiner Teil „Lagerung“

Im Rahmen des⁴RP 900 überprüft EDF die Robustheit der Anlagen des CPY-Blocks hinsichtlich der im ASN-Leitfaden Nr. 13 beschriebenen Gefahren im Zusammenhang mit dem Schutz von INB vor externen Überschwemmungen.

Zusammenfassung der Studien

Das nachstehende Schema zeigt die verschiedenen im ASN-Leitfaden Nr. 13 beschriebenen Hochwasserszenarien (SRI), die im Rahmen des 4RP 900 für die CPY-Stufe untersucht werden.

VAG	vague océanique
CLA	Clapot
SEI	Seiche / non concerné

Le schéma illustre la configuration des ouvrages de protection de la zone littorale de la commune de L'Île-aux-Ourmes. Les éléments représentés sont :

- Ouvrages de protection :** SdP (Système de Protection), DDOCE (Digue de Défense Océanique), SDM (Système de Défense Maritime), et Ilet Nuc. (Îlot Nucléaire).
- Zones protégées :** S, E, C (Sécheresse, Eau, Cote).
- Flèches :** Indiquent les directions des vagues (VAG) et des courants (RNP).
- Éléments géographiques :** CGB, CPB, ROR, INT, NMA (Côte, Plage, Rivage, Îlot, Nautisme) et CLA/VAG (Clapot/Vague).
- PLU :** Plan Local d'Urbanisme.
- Périmètre protégé :** Indiqué par une ligne rouge pointillée.

Copyright EDF SA 2025 – Dieses Dokument ist Eigentum der EDF-SA

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

PLU: Verhalten des Regenwasserableitungsnetzes bei Starkregen; Abflussphänomene

Die Charakterisierung dieser SRI weicht erheblich vom Referenzsystem „REX Blayais“ ab. Insbesondere ändert sich das Regenprofil von einer über die gesamte Regenperiode hinweg konstanten Intensität zu einer variablen Intensität mit einer Intensitätsspitze, was einem realen Regen 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 (für Rohrleitungen oder Kabel) 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 die zu berücksichtigenden Annahmen zur Befüllung von nicht erdbebensicheren Behältern nun auf eine Befüllung bis zur maximalen Nutzkapazität ausgelegt.

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.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

CPB: Hochwasser in Flusseinzugsgebieten mit einer Fläche zwischen 10 und 5.000 km²

Von dieser SRI ist ausschließlich der Standort Tricastin 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 Ausdehnung 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 km²

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 PPI-Studien (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 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.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

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 Referenz-Meeresspiegels berücksichtigt. Bislang wurde dieses Risiko im Rahmen der Erfahrungsauswertung (REX) nicht festgestellt.

➤ Verhalten des volumetrischen Schutzes

Im Rahmen des 4RP 900 besteht das Ziel darin, zu überprüfen, dass unterschiedliche 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 einen Untersuchungsansatz für beide Systeme (Waterstop-Bänder und Dichtungen vom Typ Dichtungsmasse) definiert, der es ermöglicht, vor dem Risiko einer erdbebenbedingten Überflutung durch Wassersäulen zu warnen, die durch den bei einem Erdbeben der Stufe SMS angenommenen Grundwasserspiegel entstehen. Diese Untersuchungen belegen die Integrität 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 Dampierre-en-Burly

Besonderheiten des Blocks

Aufgrund seiner Lage ist der Standort Dampierre-en-Burly nicht von maritimen Risiken betroffen. Die Referenzszenarien für das Hochwasserrisiko (SRI) NMA, VAG und SEI, die mit der Nähe zum Meer zusammenhängen, werden daher ausgeschlossen.

Das Intumeszenzrisiko INT wird für den Standort Dampierre-en-Burly ebenfalls ausgeschlossen.

Die SRI CPB wird nicht untersucht, da es in der Nähe des Standorts keinen Nebenfluss gibt.

Die SRI ROR ist nicht zu berücksichtigen, da sie durch die SRI CGB abgedeckt ist.

Die für das Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly relevanten SRI sind somit folgende: PLU, CGB, DDOCE, RNP und CLA.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

➤ SRI PLU und DDOCE

Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly ist hinsichtlich dieser SRI geschützt durch:

- die bestehenden Bestimmungen, die im Rahmen der Umsetzung der technischen Vorgaben der ASN nach Fukushima eingeführt wurden, insbesondere die Änderung „Erhöhung des volumetrischen Schutzes“ (PNPP1675) sowie durch Bestimmungen, die bereits in früheren Studien berücksichtigt wurden.
- Die Betriebsvorschrift, die das Abschalten der Kondensator-Wasserumwälzpumpen (CRF) im Falle eines CRF-Bruchs im Maschinenraum vorsieht, wenn im Kondensatorbecken eine Wasserschicht von mehr als 20 cm festgestellt wird.
- Die Schutzmaßnahmen, die eingeführt wurden, um eine mögliche Umgehung des volumetrischen Schutzes zu verhindern (PNRL1846).

➤ SRI CGB, RNP und CLA

Diese SRI haben keinerlei Auswirkungen auf den Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly. Der Standort ist hinsichtlich dieser SRI abgesichert.

Darüber hinaus werden für die SRI CGB Schutzmaßnahmen (Verschluss der Entlüftungsöffnungen der Rohwasserfiltration (SFI), Schließung der Abwasserschleusen (SEO), Verschluss der Düsen, Anbringung mobiler Schutzvorrichtungen) umgesetzt, um Umgehungen des volumetrischen Schutzes in der Pumpstation zu verhindern.

➤ Erschwerender Faktor und Anfälligkeit gegenüber der Reaktionszeit des Bedienpersonals (WENRA)

Die Berücksichtigung eines erschwerenden Faktors und der Anfälligkeit gegenüber der Reaktionszeit des Bedienpersonals hat keine Auswirkungen auf die Anlage. Denn:

- Bei den in den Studien zur externen Überflutung berücksichtigten Schutzvorrichtungen 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 dieses SRI (vorhersehbare Beeinträchtigung) 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 Beanspruchung.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

❖ Fazit

Die Studien im Zusammenhang mit der externen Überflutung wurden gemäß dem ASN-Leitfaden Nr. 13, der die Berücksichtigung neuer Szenarien im Zusammenhang mit der externen Überflutung ermöglicht, für das Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly durchgeführt. Das so durchgeführte Vorgehen sowie die identifizierten und umgesetzten materiellen und organisatorischen Maßnahmen gewährleiten die Widerstandsfähigkeit des Blocks Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly 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®-Dichtungstreifen haben und dass eine durch das Grundwasser verursachte, erdbebenbedingte Überschwemmung keine Auswirkungen auf die Fugenabdichtungen des volumetrischen Schutzes hat.

Bilanz zum Zustand des Blocks Änderungen:

- PNPP1675 „Schutz vor externen Überschwemmungen durch direktes Überlaufen auf die Plattform“,
- PNRL1846 „Beseitigung der Risiken eines Bypasses des volumetrischen Schutzes in der Pumpstation“,

wurden am Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt. Die dokumentarischen Auswirkungen aller dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

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.

Der⁴RP 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).

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

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,
- wird die epizentrale Intensität 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 zur Folge haben.

Der 4-RP 900 zum Thema Erdbeben berücksichtigt:

- der neuen Erkenntnisse bei der Definition der an den Standorten zu berücksichtigenden seismischen Bewegungen im Einklang 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.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

➤ **Berücksichtigung internationaler Erfahrungen**

Die Berücksichtigung internationaler Erfahrungen schlägt sich im 4-RP 900 in der Einbeziehung der Erfahrungen aus Kashiwazaki-Kariwa nieder.

In Fortführung der Studien des 3-RP 1300 haben die Erkenntnisse aus den Erfahrungen dieses Ereignisses EDF dazu veranlasst, im Rahmen des 4-RP 900 Folgendes durchzuführen:

- Eine Sicherheitsanalyse zum Brand 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 auswirken könnte. Die funktionale Analyse des Ausfalls der im Inneren der Maschinenräume 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 Behältergrenzen hinausfließenden Volumina sehr begrenzt und akzeptabel sind für die Brennelementbecken der CPY-Stufe ergab.
- Eine Analyse der Berücksichtigung von Welleneffekten auf die Anlagen im BR-Becken und im Brennelementbecken hat eine gute Auslegung aller betroffenen Ausrüstungen:
 - die Türen und Absperrschleusen 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 Erdbebens vom 16. Juli 2007, von dem die Blöcke des japanischen Betreibers TEPCO am Standort Kashiwazaki-Kariwa betroffen waren, zeigt das einwandfreie Verhalten der Anlagen.

➤ **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 jegliche Analyse überflüssig macht zusätzlich),
- erfordert das Erdbeben an sich 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 Erdbebenrisikoniveaus zurückzuführen.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

➤ **Analyse der Einstufung der SMS-Stufen im Vergleich zum WENRA-Niveau** Die Analyse der Einstufung der für die VD4 900 gewählten Gefahrenstufen im Vergleich zum von den WENRA-Referenzstufen empfohlenen Zielwert zeigt für den Standort Dampierre, dass, obwohl das SMS VD4 bei Frequenzen unter 0,9 Hz unter dem WENRA-UHS T4 liegt, wird das WENRA-UHS T4 durch den SDD der Stufe (EDF 0,2 g) und den SDD des Standorts (EDF 0,1 g) über den gesamten Frequenzbereich abgedeckt. Die Anlage am Standort Dampierre ist somit – mit Sicherheitsmargen – im Hinblick auf das WENRA-Zielniveau T4 gerechtfertigt.

➤ **Einzelnes Erdbeben**
Aufgrund neuer Erkenntnisse zum mechanischen Verhalten des Schornsteins des BAN des CPY-Blocks (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 eine Neubewertung des Erdbebenrisikos zurückzuführen.

Spezifischer Teil zu Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly

Besonderheiten des Blocks

- Seismische Neubewertung gemäß RFS 2001-01

Das SMS-Spektrum für den 4.RP 900 von Dampierre wird durch das SMS-Spektrum von Dampierre abgedeckt, das bereits im 3.RP 900 berücksichtigt wurde. Daher hat die Neubewertung des Erdbebenrisikos in Dampierre keine Auswirkungen auf die Auslegung der Bauwerke und der Ausrüstung für den 4.RP 900.

- Zusammenfassung der Erkenntnisse zu den standortspezifischen Auswirkungen am Standort Dampierre

Der Standort Dampierre liegt auf einer sehr mächtigen mesozoischen Sedimentserie (> 200 m), die von einer etwa 35 m mächtigen Sedimentschicht überlagert wird, die aus einem Wechsel von sandig-tonigen bis mergeligen Schichten mit härteren Kalkstein- oder Puddingsteinschichten besteht, sowie einer jüngeren, dünnen Schwemmlandabdeckung (< 10 m).

Diese geologische Konfiguration kann nicht als Ursache für einen standortspezifischen Effekt angesehen werden, da sie in der gesamten Region um das Kernkraftwerk Dampierre homogen ist. Folglich können mögliche Verstärkungen der seismischen Signale, die mit den geologischen Bedingungen des Untergrunds eines Standorts zusammenhängen, nicht als standortspezifisch betrachtet werden.

In diesem Zusammenhang sind diese möglichen „regionalen Standorteffekte“, die somit möglichen Verstärkungen aufgrund des regional homogenen Untergrunds entsprechen würden, implizit in den makroseismischen Intensitäten aller historischen Erdbeben, die die Region betroffen haben, und zumindest teilweise in den verwendeten Gesetzen für starke Bodenbewegungen (GMPE) enthalten.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Die Messungen der Scherwellen-Geschwindigkeiten, die in den 90 m tiefen Bohrungen durchgeführt wurden, die im Senon-Kreidegestein für einen Cross-Hole-Versuch beendet wurden, zeigen einen Anstieg der Geschwindigkeit mit der Tiefe, und zwar von etwa 240 m/s in den modernen Schwemmböden an der Oberfläche auf über 1600 m/s an der Oberkante der Kreide in 90 m Tiefe.

Die in den ersten 30 Metern dieser Bohrung gemessene Durchschnittsgeschwindigkeit liegt bei etwa 600 m/s.

EDF ist daher der Ansicht, dass nach dem aktuellen Stand des Wissens das Vorliegen eines standortspezifischen Effekts am Standort Dampierre gemäß der Definition in § 2.3.4 der RFS 2001.01 ausgeschlossen werden kann.

Darüber hinaus hat EDF im Jahr 2019 zusätzlich zu dem bereits vorhandenen Beschleunigungssensor einen Geschwindigkeitssensor installiert, um die Erkenntnisse über das Standortverhalten zu verbessern.

Daher plant EDF kein weiteres ergänzendes Erkundungsprogramm zur Charakterisierung besonderer Standorteffekte am Standort Dampierre.

- Charakterisierung der Verwerfungen rund um den Standort Dampierre und zugehöriger Aktionsplan

Der Standort Dampierre liegt am südlichen Rand des Pariser Beckens, das im Osten und Süden vom Burgunder Block und dem Zentralmassiv sowie im Westen vom Armorikanischen Massiv begrenzt wird. In der Nähe des Standorts befinden sich zwei Gruppen von Grundgesteinsverwerfungen mit einer mehrphasigen tektonischen Geschichte: Die erste verläuft ungefähr in Nord-Süd-Richtung und geht vermutlich auf eine kadamische Rifting-Phase (600 Ma) zurück; die zweite mit einer Ausrichtung von

~N120° verläuft und mit der Strukturierung des Armorikanischen Massivs in Verbindung steht. Die meridional verlaufenden Verwerfungen gehören zum Loire-Verwerfungssystem. Von Westen nach Osten lassen sich insbesondere vier Hauptverwerfungen unterscheiden: die Verwerfungen von Sennely, Etampes, Sully-sur-Loire und die Verwerfung von Sancerre. Mikrotektonische Analysen lassen keine Rückschlüsse auf den Spannungszustand an der Pliozän-Quartär-Grenze (2,5 Ma) zu. In der NEOPAL-Datenbank sind im Umkreis von 25 km um das Kernkraftwerk Dampierre keine neotektonischen Hinweise verzeichnet. Die Seismizität ist sowohl historisch als auch instrumentell sehr gering, mit lediglich 4 Ereignissen der Magnitude 2,7 oder kleiner in einem Umkreis von weniger als 25 km um den Standort Dampierre.

Die Umsetzung eines schrittweisen Ansatzes zur Analyse der Verwerfungen und Deformationsindizes, der sich auf Literaturrecherchen, Untergrundgeophysik, Feldgeologie, morphostrukturelle Untersuchungen und Datierungen sowie auf Paläoseismologie stützt, wird es ermöglichen, diese 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 von EDF vorgeschlagene Ansatz wurde (unter Verwendung von Daten aus der Erdölseismik) an sechs Pilotstandorten, darunter der Standort Dampierre, eingeleitet.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Derzeit lassen die in der Literatur verfügbaren Daten keine Rückschlüsse auf das Vorhandensein einer Verwerfung in der Umgebung des Standorts Dampierre zu. Die erste Phase der Untersuchungsreihe wurde mit der Neuauswertung und Interpretation von seismischen Profilen aus der Erdölprospektion durchgeführt. Die Ergebnisse deuten auf eine subvertikale Geometrie der vier wichtigsten bekannten Verwerfungen in diesem Gebiet hin (Sennely, Etampes, Sully-sur-Loire und Sancerre), wobei das Alter der letzten Bewegung anhand der verwendeten Daten nicht bestimmt werden kann, mit Ausnahme der Etampes-Verwerfung, die im Cenoman versiegelt zu sein scheint. Ergänzende Untersuchungen (oberflächennahe geophysikalische Messungen und paläoseismologische Arbeiten) könnten durchgeführt werden, um die Kenntnisse über diese Verwerfungen zu vertiefen.



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 Dampierre unter Berücksichtigung des aktuellen Stands der Erkenntnisse auf diesem Gebiet.

Bilanz zum Zustand des Blocks

Die Änderung PNPE1191 „Verstärkung der Kabeltrassen“ wurde am Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPE1323 „Verstärkung des Schornsteins des BAN für SMS, starken Wind und Tornado EF2“ wird im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt und spätestens in Phase B in Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly integriert.

2.2.1.6 Kollisionen und herabfallende Lasten

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 eine Maschine,
- „Laststurz“: Verlust der Fähigkeit, die Höhe der Last während ihres Transports entlang einer vertikalen Achse zu kontrollieren.

Die Berücksichtigung dieses Risikos stützt sich im Wesentlichen auf folgenden Ansatz:

- die Ermittlung der Flurförderzeuge, die beim Umschlag der Last EIPS beschädigen könnten, sowie die Analyse der bestehenden materiellen oder organisatorischen Vorkehrungen an den betreffenden Flurförderzeugen, die es ermöglichen, das Risiko auszuschließen oder zu verhindern,
- die Ermittlung potenziell betroffener Ziele, die bei einer Kollision oder einem Laststurz während des Umschlags getroffen werden könnten,
- die Analyse funktionalen der der Verlust der Ziele identifiziert zur Untersuchung der möglichen Auswirkungen auf die Sicherheitsanforderungen. Gegebenenfalls kann eine Analyse der radiologischen Folgen in Betracht gezogen werden,



ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

- 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:

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Kernkraftwerksblock „Palier 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 Maßnahmen, insbesondere: • Verbot des Überflugs des Reaktortanks durch den 10-t-Hebezug, • Betriebsverbot für die Überfahrt über den Behälter mit der 5-Tonnen-Hebevorrichtung, ist das Risiko eines Lastabwurfs, das die Sicherheit des Reaktorblocks gefährden könnte, ausgeschlossen. Ebenso ist aufgrund der Konstruktion der Brücke (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, ist ausgeschlossen. Was den Haupthubvorgang betrifft, so zeigen die durchgeführten Robustheitsanalysen hinsichtlich des Herabfallens schwerer Lasten, dass keine inakzeptablen Folgen für die Anlage zu erwarten sind.
	Lademaschine Verladung	Im Normalbetrieb werden Präventionsmaßnahmen und aktive Einrichtungen gegen die Gefahr von Laststürzen und Kollisionen eingesetzt, um innerhalb der Grenzen des Unfalls der⁴Kategorie „Unfall beim Umgang mit Brennelementen“ zu bleiben. Die Folgen einer möglichen Kollision oder eines Laststurzes sind durch diesen Unfall der⁴Kategorie abgedeckt.
	Hebezeuge 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

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Kernkraftwerksblock CPY		
Gebäude	Art der Maschinen	Zusammenfassungen der Studien
		Ereignis.
Brennstoffgebäude (BK)	Hilfsbrücke	Die Ergebnisse der Funktionsanalysen an den EIPS, 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 Brennstoff“ 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 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.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Kerntechnikbereich des CPY-Stufenwerks		
Gebäude	Art der Maschinen	Zusammenfassungen der Studien
Gebäude der nukleare Hilfsfahrzeuge (BAN)	Verschiedene Fluggeräte	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 Fahrzeuge	Die Funktionsanalyse des Ausfalls der EIPS, die potenziell von einer Kollision oder einem herabfallenden Lastteil betroffen sein könnten, belegt, dass unter Berücksichtigung organisatorischer Vorkehrungen kein Risiko hinsichtlich der mit dieser Beanspruchung verbundenen Kriterien besteht.
Dieselgebäude	Verschiedene Maschinen	Die Funktionsanalyse des Ausfalls der EIPS, die potenziell von einer Kollision oder einem Laststurz betroffen sind, belegt das Nichtvorhandensein eines Risikos hinsichtlich der mit dieser Einwirkung verbundenen Kriterien.

Anmerkung: Im Elektrizitätsgebäude gibt es keine Kombination aus „Fördergerät“ und „Sicherheitsziel im Bereich einer Kollision oder eines Lastabwurfs“, daher ist dieses Gebäude nicht Gegenstand spezieller Untersuchungen.

Konventionelle Insel der CPY-Stufe		
Gebäude	Typ der Geräte	Zusammenfassung der Untersuchungen
Station Pumpstation / Einleitungsbauwerk	Verschiedene Maschinen	Die Funktionsanalyse belegt, dass bei Einhaltung organisatorischer Vorkehrungen kein Risiko hinsichtlich der mit dieser Einwirkung verbundenen Kriterien besteht.



ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

klassifizierte Stollen des SEC		
---------------------------------------	--	--

❖ Ergänzende Untersuchungen

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. Sturz einer Transportverpackung mit Brennelementen in die Ladegrube 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 geforderten Studien und den nach dem Unfall von Fukushima-Daiichi durchgeführten ergänzenden Sicherheitsbewertungen wurden Untersuchungen zu den Risiken eines solchen Szenarios beim Transfer der Verpackung zwischen der Beladungsgrube und der Vorbereitungsgrube durchgeführt. Diese Untersuchungen zeigen, dass keine Auswirkungen auf die Integrität der Brennelemente bestehen.

Sturz einer „schweren“ Last im Reaktorgebäude (BR):

Die Polarkranbrücke 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 werden (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.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

❖ Fazit

Die durchgeführten Untersuchungen zeigen eine gute Widerstandsfähigkeit der CPY-Stufe gegenüber dieser Einwirkung. Tatsächlich:

- sowohl materielle Maßnahmen hinsichtlich der Zuverlässigkeit als auch organisatorische Vorkehrungen ermöglichen es, das Risiko einer Kollision oder eines Laststurzes in einer Reihe Anzahl 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 Ereignis durch die Ergebnisse der Untersuchung zum Unfall beim Umgang mit Brennelementen 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 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly

Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly weist im Hinblick auf den Stillstandszustand keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Es gibt keine Änderungen zu diesem Thema im Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly.

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. Das Risiko einer elektromagnetischen Störung (EMS) besteht, wenn ein Gerät elektromagnetischen Störungen ausgesetzt ist, für die es nicht ausgelegt ist. Die Folge einer elektromagnetischen Störung kann ein vorübergehender Ausfall (z. B. fehlerhafte Informationen, kurzzeitige Störungen usw.) oder ein dauerhafter Ausfall (z. B. Zerstörung von Bauteilen, Auslösen von Schutzvorrichtungen usw.) 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 im Hinblick auf die an den Standorten des CPY-Stufenprojekts auftretenden elektromagnetischen Störungen,
- die Konstruktions- und Installationsvorschriften für EIPS zu analysieren, die einem Risiko durch interne elektromagnetische Störungen ausgesetzt sind, insbesondere jene, die eine Verringerung der Kopplungsmodi zwischen „störenden“ und „empfindlichen“ Anlagen zu reduzieren,

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

- die von den Kernkraftwerken angewandten Betriebsvorschriften zu analysieren, um die Quellen elektromagnetischer Störungen zu begrenzen, insbesondere solche, die durch menschlichen Aktivitäten.

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 Störungen zu überprüfen; sie kommt zu folgendem Ergebnis:

- keine Gemeinsammodus-Ereignisse bei den Systemen, die für die Rückführung in einen sicheren Zustand und dessen Aufrechterhaltung erforderlich sind,
- keine Anfälligkeit der elektrischen Instrumenten- und Steuerungssysteme (EIPS) aufgrund der angewandten Auslegungs- und Installationsvorschriften (im Einklang mit ihrer elektromagnetischen Umgebung), wodurch damit 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 keinen Einfluss 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 Dampierre-en-Burly

Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly 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 Dampierre-en-Burly.

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 „Grands Chauds“ für die Baureihe CPY zu überprüfen, wobei insbesondere die neuesten Erkenntnisse aus der Klimabeobachtung sowie die Betriebserfahrungen (REX) aus der laufenden Umsetzung der Änderungen auf der Grundlage der für das 3-RP 900 geltenden Anforderungen berücksichtigt werden.

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“ auf der CPY-Ebene.

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 (siehe Teil I – Kapitel 1 – Abschnitt 4). Die generellen Entwicklungen hinsichtlich aller Belastungen (siehe Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – §2.2.1) werden ebenfalls berücksichtigt.

❖ Vorgehensweise

➤ Berücksichtigung der neuesten Erkenntnisse aus der Klimabeobachtung

Die zweite von EDF im Jahr 2013 durchgeführte Klimabeobachtungsrunde im Vorfeld der Studien zur Überprüfung kommt zu dem Schluss, dass die Neubewertungen der Luft- und Wassertemperaturen unter Berücksichtigung methodischer Weiterentwicklungen und der Ergebnisse der Klimabeobachtung für den Zeitraum 2009–2012 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“ Extremtemperaturen TE und T_{min}³ berücksichtigt, die mit der Hitzewelle in Verbindung stehen. Diese wurden unter Berücksichtigung folgender Kriterien definiert:

- einer jährlichen Überschreitungshäufigkeit von höchstens^{10*} (obere Grenze des 70-prozentigen Konfidenzintervalls), die die klimatische Entwicklung bis zur
. Diese klimatische Entwicklung berücksichtigt die Klimatrends, die für eine für den betreffenden Standort relevante Region gelten;
- die Grenzwerte der für den Standort relevanten Erfahrungswerte.

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 Rahmen des 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 Geräte der Lüftungs- und Kaltwassererzeugungssysteme
, die in den thermischen Studien berücksichtigt wurden,
- die erforderlichen Maßnahmen festzulegen, um die Verfügbarkeit der von „Grands Chauds“ geforderten Funktionen sicherzustellen, falls die erreichte Temperatur zu hoch ausfällt.

Im Sonderfall von Geräten, die im Freien oder in direktem Kontakt mit der Außenumgebung installiert sind, besteht die Überprüfung darin, ihre zulässigen Temperaturen direkt mit den Außenlufttemperaturen zu vergleichen, wobei gegebenenfalls der Einfluss der Sonneneinstrahlung zu berücksichtigen ist.

³ TE steht für „Température Exceptionnelle“ (außergewöhnliche Temperatur) und bezeichnet die maximale Lufttemperatur, die bei einer Hitzewelle berücksichtigt wird. T_{min} ist die tägliche Mindestlufttemperatur, die bei einer Hitzewelle berücksichtigt wird.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Ergänzend dazu hat EDF gemäß der von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase der 4.^{te} RP 900 von der ASN herausgegebenen Vorschrift [AGR-B] die Verfügbarkeit der erforderlichen Ausrüstung für die Bewältigung von Situationen eines vollständigen Ausfalls der Stromversorgung (externe Stromversorgung und Hauptnotstromaggregate) bei einem Reaktor sowie bei allen Reaktoren eines Standorts bei der Außentemperatur „Langzeit“ (TLD) ihres Referenzrahmens „Grands Chauds“ nachgewiesen und keinen Bedarf an etwaigen Änderungen festgestellt, um dies zu erreichen.

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 Kühlttemperaturen (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 für die „Grands Chauds“-Studien führte zur Wiederaufnahme der thermischen Untersuchungen für den Bereich „Luft“ und den Bereich „Wasser“.

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.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

- PNPE1070 „Verbesserung der Klimatisierung der DVL-MT/BT-Räume“: Das DVL-MT/BT-Lüftungssystem wird modifiziert, um seine und somit die Einhaltung der für die MT/BT- und Relaisräume erforderlichen Temperaturkriterien für die Betriebsbereitschaft der Geräte zu gewährleisten.
- PNPE1069 „Einbau eines Luftherhitzers im Raum der DEG-Kühlaggregate“: In den DEG-Räumen wird ein Luftherhitzer eingebaut, um den ordnungsgemäßen Betrieb der Kühlaggregate im Falle von Hitzewellen zu gewährleisten.

Die erforderlichen Leistungswerte der Lüftungssysteme wurden auf der Grundlage von Studien festgelegt, die erhebliche Sicherheitszuschläge und Entkopplungsannahmen hinsichtlich der Ergebnisse zur Raumklimatisierung enthielten.

Im Anschluss an den GP Agressions und die Bilanz des 4^{er} RP 900 hat EDF die Zuverlässigkeit der Studien „Grands Chauds“ untermauert und nachgewiesen, 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 dieses Spielraums 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^{er} RP 900 führte zur 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“).

➤ Berücksichtigung des erschwerenden Faktors und der Empfindlichkeit gegenüber der Reaktionszeit des Bedienpersonals (WENRA)

Für jedes der Szenarien besteht das Ziel darin, die Ausweichkapazität 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 Anlagen im Falle einer Hitzewelle.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Fazit

Die für den 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 für Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly

Besonderheiten des Blocks

- Kernbereich (Luft- und Wasserkreislauf)

Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly 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 Teil des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly keine Überschreitungen für die Anlagen in der Pumpstation, im Maschinenraum, in den Rohwasserstollen (SEC), in den Ableitungsstollen und im Ableitungsbauwerk.

Was den Wasserbereich betrifft, weist Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly keine Besonderheiten im Vergleich zum Zustand „Palier“ auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Änderungen:

- PNRL1823 „Austausch der Motoren der Diesel-Luftkühler LHP/LHQ“,
- PNPE1069 „DVN: Verbesserung der Klimatisierung der Räume der DEG-Kühlaggregate“,
- PNRL1835 „Aktualisierung der Parameter für die automatische Verschmutzungsüberwachung der RRI/SEC-Wärmetauscher“,
- PNPE1070 „Verbesserung der Klimatisierung des DVL MT-BT“

wurden im Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

2.2.1.9 Kältetechnik

Allgemeiner Teil „Lagerung“



Hintergrund und Gegenstand der Studien

Die für alle in Betrieb befindlichen Blöcke geltenden Anforderungen zum Schutz vor „extremer Kälte“ 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 (für alle Situationen des Auslegungsbereichs).

Das Referenzsystem wurde anlässlich der 2. periodischen Überprüfung (RP 900) geprüft. Es war nicht Gegenstand einer Neubewertung anlässlich der 3. periodischen Überprüfung (RP 900).

Im Rahmen des⁴RP 900 überprüft EDF das Referenzsystem „Grand Froid“ und berücksichtigt dabei insbesondere die neuesten Erkenntnisse aus der Klimabeobachtung sowie die Entwicklungen des allgemeinen Konzepts zum Schutz vor schädlichen Einflüssen (siehe 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 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 angestrebten Ziele zur Verbesserung der Sicherheit für das Referenzszenario „Extreme Kälte“
“beziehen sich auf die Berücksichtigung der WENRA-Referenzwerte (verschärfende und Bedienerzeit) (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], wie im Referenzrahmen definiert,
- die ermittelten Raumtemperaturen mit den zulässigen Mindesttemperaturen der EIPS zu vergleichen, die zur Erfüllung der Sicherheitsfunktionen erforderlich sind (einschließlich der bewerteten Lüftungssysteme), die 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.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

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 niedrigen Temperaturen von sehr begrenzter Dauer 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 (erschwerende Faktoren 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 gezeigt, 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 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 „Grand Froid“-Belastung mit einem erschwerenden Faktor kumuliert auftritt.

Was die Pumpstation betrifft, 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.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

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 Erschwerungsfaktors 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 bei den Sicherheitsstudien für die Einwirkungsart „Extreme Kälte“ zu berücksichtigenden Temperaturen 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.

Blockspezifischer Teil für Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly

Besonderheiten des Blocks

Reaktoranlage:

Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Konventioneller Bereich:

Die thermischen Untersuchungen für den konventionellen Bereich des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly zeigen Risiken einer Nichteinhaltung der Halte-Temperaturen der Anlagenkomponenten auf. Um diese Überschreitungen zu vermeiden, werden technische Vorkehrungen und Betriebsanweisungen getroffen, die im Hinblick auf „extreme Kälte“ optimiert wurden.

Diese Risiken der Nichteinhaltung werden bereits in Phase A durch die Einstufung der Anlagen als „Equipements de Dispositions Agressions“ (EDA) sowie durch die Hinzufügung einer besonderen Betriebsanweisung zur erzwungenen Zirkulation von entmineralisiertem Wasser (SER) behandelt, das im Stollen unter dem Maschinenraum (SdM) und im Maschinenraum im Falle einer drohenden Eisbildung in den Rohrleitungen.

In Phase B werden diese Risiken der Nichteinhaltung durch bauliche Änderungen (PNPP1722) hinsichtlich der Wärmedämmung der SER-Rohrleitungen im Stollen unter dem Maschinenraum sowie der Begleitheizung und Wärmedämmung der SER-/ASG-Rohrleitungen ebenfalls im Maschinenraum behoben.

Bilanz zum Zustand des Blocks

Die Änderung PNRL1955 „Betriebsänderung – Änderung der Sollwert-Einstellung der DVN-Lufterhitzer“ wurde im Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly im Rahmen einer internen Vorgabe vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPP1722 „Begleitheizung und Wärmedämmung der ASG-Versorgung durch SER“ wird im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration in Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly spätestens in Phase B vorgesehen ist.

Die aus den „Grand Froid“-Studien resultierenden konzeptionellen Änderungen wurden in der Betriebsdokumentation berücksichtigt.

2.2.1.10 Einwirkungen auf die 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 bei der Auslegung und/oder Überprüfung des Schutzes der Blöcke ausdrücklich berücksichtigt.

Nach den einschneidenden Ereignissen im Jahr 2009 (Verstopfung der vorderen Gitter 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 Verschlämmung / Verschlämmung) zu berücksichtigen,
- 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 den 4-RP 900 berücksichtigt diese verschiedenen Untersuchungen und insbesondere folgende Punkte:

- Verbesserung der Charakterisierung des Vereisungsphänomens und der Abdeckung des Kumulierungsfalls „Extreme Kälte / Niedriger Wasserstand“ durch die Entwicklung der Methodik „Vereisung“,
- Berücksichtigung des Kombinationsereignisses „Frasil + Wintertiefstand“,
- Änderung des Schutzkonzepts gegen Frasil für gekühlte Blöcke im offenen Kreislauf,

❖ Zusammenfassung der Studien

- Niedrigster Sicherheitswasserstand (PBES), Frasil, massiver Zulauf von Ablagerungsmaterial (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.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

➤ **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 Betreiberverzögerungen (WENRA)**

Die Sensitivitätsanalysen hinsichtlich eines Verschärfungsfaktors 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 stellt.

Blockspezifischer Teil 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly

Besonderheiten des Blocks

- Niedrigster Sicherheitswasserstand (PBES)

Der PBES-Pegel des Kernkraftwerks Dampierre 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.

Der Schutz der Blöcke vor einem außergewöhnlich niedrigen Wasserstand beruht auf dem Vorhandensein einer Sicherheitsschwelle in der Loire, die es ermöglicht, einen Mindestwasserstand am Standort aufrechtzuerhalten.

- Frasil

Das Kernkraftwerk Dampierre ist dank der Winterrückführung und der Temperatursensoren vor den SEC/RRI-Wärmetauschern, die dessen Inbetriebnahme ermöglichen, robust gegenüber dem „Frasil“-Ereignis.

- Massiver Eintrag von Ablagerungsmaterial (AMC)

Das Kernkraftwerk Dampierre ist anfällig für den AMC-Einfall. Die Studien kommen zu dem Schluss, dass das Kernkraftwerk Dampierre robust ist, sofern die bestehenden Vorkehrungen genutzt werden, die auf folgenden Elementen beruhen:

- Filtervorrichtungen (Vorfiltergitter, Rechenreiniger und Kettenfilter),
- Druckabfallsensoren an den Vorfiltergittern, um die Reaktivierung der Rechenreiniger auszulösen,
- der Funktionsfähigkeit der Niederdruckreinigung und der langsamen Drehung der Kettenfilter, wodurch die auf den Filterplatten angesammelten Ablagerungen abgelöst und entfernt werden können,
- Druckverlustsensoren an den Kettenfiltern in Verbindung mit einer Automatik, die bei Erkennung eines hohen Druckverlusts an den Feinfiltern den Rotationsbetrieb auslöst.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Für das Kernkraftwerk Dampierre zeigt die Anwendung der Methodik, dass der Standort nach der Umsetzung der nationalen Änderungen als robust eingestuft wird:

- PNPP1719 für die Installation eines Füllstandssensors hinter der Filteranlage und eines Leitungsdiagramms, das den Wasserfluss vom Anschluss an die natürliche Umgebung bis hinter die Filteranlage darstellt.
- PNPP1917 für den Austausch der Vorfiltergitter durch Gitter, die widerstandsfähiger gegen aggressive Einflüsse sind.
- Eintreffen einer Ölschicht

Das Kernkraftwerk Dampierre wird hinsichtlich des Gefahrenfalls „Eintreffen einer Ölschicht“ nicht als gefährdet eingestuft, da die Wahrscheinlichkeit, dass sich eine Ölschicht vor der Pumpstation bildet, gering ist.

- Versandung/Verschlämmung

Die Wasserentnahmestelle des Kernkraftwerks Dampierre besteht aus einem Zuführkanal, der die Pumpstationen der vier Blöcke versorgt. Da dieser Zuführkanal direkt mit der Loire verbunden ist, ist der Standort anfällig für die Beeinträchtigung durch Versandung/Verschlämmung.

Für den Zuführkanal beruht die Risikokontrolle hinsichtlich der Verschlämmung 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 Betriebserfahrungen (REX) des Standorts sowie die Einführung geeigneter organisatorischer Maßnahmen (Bathymetrie, Inspektion, Reinigung ...), die auf den am Standort umgesetzten Basisprogrammen zur vorbeugenden Instandhaltung (PBMP) und auf standortspezifischen Instandhaltungsplänen basieren, die Robustheit der Bauwerke gegenüber dem Phänomen der Versandung/Verschlämmung.

❖ Fazit

Die wichtigsten Änderungen am 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/Verschlämmung nachzuweisen.

Zusammenfassung des Zustands des

Blocks Änderungen:

- PNPP1917 „Austausch der Vorfiltergitter, um sie widerstandsfähig gegen den Einflussfaktor ‚massiver Zufluss von Verstopfungsmaterial‘ zu machen“
- PNPP1719 „Einbau eines Füllstandssensors hinter der Filteranlage mit Auslösung der Produktionspumpen, um gegen die Beanspruchung durch ‚massiven Zustrom von Verstopfungsmaterial‘ widerstandsfähig zu sein“

wurden am Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

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) im Zustand 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 über die 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 Zeitkritikalität (WENRA)

Die Berücksichtigung eines erschwerenden Faktors und der Empfindlichkeit 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.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Blockspezifischer Teil 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly

Besonderheiten des Blocks

- konventionelle Insel

Die im Rahmen des 4-RP 900 durchgeführten Untersuchungen zu den Einwirkungen von starkem Wind (GV) und durch extremen Wind erzeugten Projektilen (PGGV) identifizieren die folgenden Ziele als schutzbedürftig gegenüber diesen Einwirkungen:

- Ein Teil der SER-Notversorgungsleitungen für die Schwkraftspeicher der ASG-Behälter im Falle eines vollständigen Ausfalls der Kältequelle,
- Die Anschlüsse an den SER-Behältern (Ablaufleitungen, Sensoren ...),
- Die Bereiche der SFI-Kettenfilter.

- Kernkraftwerksbereich

Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.



Fazit

EDF hat ergänzende PGGV-Studien durchgeführt, um das Schutzniveau der Sicherheitsziele zu erhöhen.

Sowohl für den Kernkraftwerksbereich als auch für den konventionellen Bereich zeigen die Studien zur Belastung durch von starken Winden erzeugte Projektilen (PGGV) im Zustand des 4-RP 900, dass die Anlagen ohne zusätzliche Änderungen gegen diese Belastung robust sind.

Entsprechend der Entscheidung für den 3-RP 1300 führt EDF eine besondere Betriebsvorschrift (RPC) ein, die vorsieht, die Anlagen nach einem Sturm zu inspizieren, um sicherzustellen, dass keine Schäden vorliegen, und den Betrieb unter Einhaltung aller Sicherheitsanforderungen fortzusetzen.

Die Sensitivitätsanalyse hinsichtlich des erschwerenden Faktors und der Reaktorlaufzeit gemäß den WENRA-Referenzwerten kommt zu dem Ergebnis, dass keine Auswirkungen auf die Anlage oder deren Betrieb bestehen.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Es gibt keine Änderungen zu diesem Thema beim Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly.

2.2.1.12 Tornado

Allgemeiner Teil – Reaktorblock



Hintergrund und Gegenstand der Untersuchungen

Im Rahmen des 4-RP 900 hat EDF eine Auslegungsstufe für Tornados für die Anlagen festgelegt.

❖ Zusammenfassung der Studien

Die Referenz-Tornado-Stufe zielt darauf ab, Gefahrenereignisse mit einer Häufigkeit abzudecken, die über einem Richtwert von 10^{-1} 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 Größenordnung von $3 \cdot 10^{-3}$ /Jahr für die Zone „Ozean“ und in der Größenordnung von $1,1 \cdot 10^{-2}$ /Jahr für die Zone „Rest von Frankreich“. Die Windgeschwindigkeiten eines Tornados der Intensität EF0 liegen somit sowohl für die Küstenzone als auch für die Zone „Rest von Frankreich“ innerhalb der Hüllkurve der Windgeschwindigkeiten eines Tornados, der dem Referenzwert von 10^{-1} /Jahr entspricht.

Daher entspricht die von EDF für den Auslegungsbereich gewählte Referenz-Tornado-Stufe sowohl für die Küstenregion als auch für das übrige Frankreich der Stufe EF0. Die verschiedenen Auswirkungen des Tornados sind:

- der dynamische Winddruck,
- allfällig aufgewirbelte und beschleunigte Geschosse,
- 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 (siehe 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 Referenzornados, der einem Tornado der Stufe EF0 entspricht, wird durch die Berücksichtigung schwerwiegenderer Phänomene bei der Auslegung gewährleistet.

Darüber hinaus wird im Rahmen der weiteren Prüfungen der generischen Phase des 4. RP 900 spätestens fünf Jahre nach Vorlage des Abschlussberichts der Überprüfung wird EDF 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.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Die Berücksichtigung des erschwerenden Faktors und der Anfälligkeit gegenüber der Reaktionszeit des Bedienpersonals 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 4^{eme}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 Dampierre-en-Burly

Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly 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 umgesetzt und spätestens in Phase B in Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly integriert.

2.2.1.13 Blitzschlag und externe elektromagnetische Störungen (EMS)

Allgemeiner Teil „Palier“



Hintergrund und Gegenstand der Studien

EDF hat anlässlich 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:

- die „Blitzauswirkungsanalyse“ (AIF), die sich auf im Freien befindliche Anlagen bezieht, die dem Strahlungsfeld ausgesetzt sind. Ihr Ziel ist es:

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

- die Auswirkungen von Blitzeinschlägen auf Außenanlagen, Dächer und Fassaden der sogenannten „Zielgebäude“ (die elektrische Anlagen 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 folgende Ziele:
 - 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 die Anbringung eines Blitzableiters an der 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 des⁴RP 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 Bedienpersonals (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 „Blitzschlag und externen elektromagnetischen Störungen“ durchgeführten Untersuchungen haben gezeigt, dass an allen Standorten nur ein begrenzter Änderungsbedarf besteht, um die im Rahmen des⁴RP 900 festgelegten Blitzschutzziele zu erreichen.

Spezifischer Teil zu Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Bestandsaufnahme des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPP1951 „Einbau von Überspannungsableitern“ wurde im Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPE1477 „Einbau eines Überspannungsschutzes im Sekundärkreis der Hilfstransformatoren oder in den Freiluftstationen, je nach Standort“ wird im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration in Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly spätestens in Phase B „Ergänzungen“ vorgesehen ist.

2.2.1.14 Schnee

Allgemeiner Teil „Lager“



Hintergrund und Gegenstand der Studien

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 der CPY-Stufe wurden gemäß den zum Zeitpunkt ihrer Planung geltenden Vorschriften „*Schnee und Wind*“ von 1965 ausgelegt. 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 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*“ der Ausgabe 2009 genügen. Im Rahmen des 4-RP 900 sind daher keine Änderungen erforderlich.

Was die Empfindlichkeit dieser Studien gegenüber dem Verschärfungsfaktor und der Bedienerverzögerung (WENRA-Referenzwerte) betrifft, 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.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

❖ 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 Dampierre-en-Burly

Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly 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 Dampierre-en-Burly.

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 externen Verkehrswegen erfordert die Überwachung des entsprechenden Umfelds 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 außerhalb des Standorts;
- Transportleitungen (Gas- und Ölpipelines) außerhalb des Standorts;
- 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 Risiken im Zusammenhang mit dem industriellen Umfeld und den externen Verkehrswegen auf die Aktualisierung der Unfallparameter unter Berücksichtigung der neuesten verfügbaren Informationen ab.

Im Rahmen des 4-RP 900 berücksichtigt EDF darüber hinaus die von der ASN im Rahmen des 3-RP 1300 formulierten Anforderungen, die EDF insbesondere dazu veranlasst haben, die Methodik zur Bewertung des Unfallparameters 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 RFS I-2.d beträgt die Größenordnung der Grenzwahrscheinlichkeit für die Akzeptanz einer inakzeptablen Freisetzung radioaktiver Stoffe an der Standortgrenze für alle externen Einwirkungen menschlichen Ursprungs 10^{-7} 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}

/ Jahr.Reaktor.

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:

- Die Überwachung des industriellen Umfelds und der Verkehrswege außerhalb des Standorts: 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 Unfallparameter, die für das 4-RP 900 übernommen werden.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Das Sicherheitsziel der Studien des 4-RP für die 900-MWe-Generatorenreihe 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: Lage der ICPE, Rohrleitungen, Verkehrswege außerhalb des Standorts mit dem Verkehr von Gefahrguttransporten.

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 Eintrittswahrscheinlichkeit des Einfalls sehr gering ist und eine Kumulierung mit einem Ausfall aktiver Ausrüstung unter das Restrisiko fällt;
- Zum Schutz vor industriellen Risiken sind keine Maßnahmen des Betreibers erforderlich.

➤ Transport gefährlicher Güter innerhalb des Kernkraftwerks

Unabhängig 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:

- Stützung auf eine deterministische Analyse, bei der alle gefährlichen Phänomene untersucht werden, die aus einem internen Transportunfall resultieren können, einschließlich Brände, Explosionen und die Freisetzung 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 Blocks dargestellt, da sie standortabhängig sind.

Abschnitt speziell zu Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly

Besonderheiten des Blocks

➤ Industrielle Aktivitäten und Gefahrguttransporte außerhalb des Kernkraftwerks

Aufgrund der Besonderheiten der Umgebung des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly werden nur die Risiken berücksichtigt, die mit dem Transport gefährlicher Güter über Verkehrswegen außerhalb des Kernkraftwerks verbunden sind. ICPE-Anlagen sind vom Untersuchungsumfang ausgeschlossen, da sie weit vom Zielbereich des Kernkraftwerks entfernt sind und/oder keine Gefahrenquelle darstellen.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

- Explosionsrisiko im Zusammenhang mit dem Transport gefährlicher Güter über Rohrleitungen

Ziel der Studie ist es, das Risiko einer Explosion einer Gasleitung aufgrund des Vorhandenseins von Gasleitungen in der Nähe des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly zu bewerten.

Laut den Gefahrenstudien von GRTgaz erreicht kein Überdruck aus den Anlagen von GRTgaz das Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly.

- - Explosionsrisiko im Zusammenhang mit dem externen Transport gefährlicher Güter

Ziel der Studie ist es, das Risiko einer Explosion einer explosiven Gaswolke mit oder ohne Abdrift im Zusammenhang mit dem Transport gefährlicher Güter in der Nähe des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly zu bewerten.

Die berücksichtigten Gefahrenphänomene sowie die Entfernungen in Bezug auf die verschiedenen Verkehrswege führen dazu, dass die meisten Szenarien deterministisch ausgeschlossen werden können.

Die durchgeführten deterministischen und probabilistischen Studien führen, soweit erforderlich, zu einem vernachlässigbaren Explosionsrisiko (in der Größenordnung von 10^{-6} pro Jahr und Reaktor).

- Toxisches Risiko im Zusammenhang mit dem externen Transport gefährlicher Güter

Ziel der Studie ist es, das Risiko zu bewerten, dass die Bediener im Kontrollraum im Falle einer Exposition gegenüber toxischen Substanzen, die aus benachbarten Industrieanlagen oder beim Transport gefährlicher Güter in der Nähe des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly freigesetzt werden könnten, nicht mehr in der Lage sind, die erforderlichen Maßnahmen zur Wiederherstellung und Aufrechterhaltung eines sicheren Zustands des Reaktors zu ergreifen.

Die betrachteten Gefahrenphänomene sowie die Entfernungen unter Berücksichtigung der verschiedenen Verkehrswege schließen die meisten Szenarien deterministisch aus. Die bei Bedarf durchgeführte probabilistische Studie lässt das Risiko einer Auswirkung für alle Gruppen von Schadensquellen vernachlässigbar erscheinen (in der Größenordnung von 10^{-6} pro Jahr und Reaktor).

- Externes Brandrisiko (im Zusammenhang mit dem externen Transport gefährlicher Güter)

Ziel der Untersuchung ist es, für die betreffenden Stoffe das Risiko einer Brandauslösung in Gebäuden, die Sicherheitsfunktionen erfüllen, sowie das Risiko einer Vergiftung durch den beim Brand entstehenden Rauch für das Bedienpersonal im Kontrollraum zu bewerten.

Die thermischen Folgen eines Brandes eines mit Kohlenwasserstoffen beladenen Lkw auf der nächstgelegenen Kreisstraße wurden analysiert. Die erzielten Ergebnisse zeigen, dass kein Risiko für das Kraftwerk besteht, da der auf das der Kreisstraße am nächsten gelegene Zielobjekt einwirkende Wärmefluss und die mit den in den Kontrollraum gelangenden Verbrennungsrauchgasen verbundene toxische Dosis sehr gering sind. Das Szenario eines Flächenbrandes kann ebenfalls auf Straßen auftreten. Angesichts der Entfernung der Verkehrswege zum Kernkraftwerk und der sich daraus ergebenden Wirkungsentfernungen hat das Auftreten eines Flächenbrandes, unabhängig von der betrachteten Verkehrsachse und der Form der Brandfläche, keine Auswirkungen auf die Sicherheit des Kernkraftwerks.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

➤ 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 Dampierre-en-Burly 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^{ème} RP 900“ berücksichtigt werden. Die im Rahmen des 4^{RP} 900 für das Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly durchgeführte Bewertung der durch das industrielle Umfeld verursachten Risiken rechtfertigt die Angemessenheit der aktuellen Schutzmaßnahmen zur Überprüfung der Einhaltung der Anforderungen der RFS I-2.d.

Interne Transporte gefährlicher Güter innerhalb des Kernkraftwerks

Die Methodik zur Behandlung der Risiken im Zusammenhang mit dem Transport gefährlicher Güter innerhalb von Kernkraftwerken, die die Anweisungen aus dem 3^{RP} 1300 und bestimmte Anforderungen der ASN berücksichtigt wurde auf das Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly angewendet. Diese Studie hat gezeigt, dass kein mit dem Transport gefährlicher Güter verbundenes gefährliches Phänomen Auswirkungen auf die Sicherheit des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly hat.

Bilanz zum Zustand des Blocks

Es gibt keine Änderungen zu diesem Thema im Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly.

2.2.1.16 Risikomanagement im Luftverkehr

Allgemeiner Teil – Reaktorblock

❖ **Hintergrund und Gegenstand der Studien**

Das Management von Luftrisiken basiert auf der Überwachung des luftfahrttechnischen Umfelds der Standorte und der anschließenden Bewertung der damit verbundenen Risiken für die kerntechnischen Anlagen. Die Analyse der Luftrisiken stützt sich auf die Anwendung der Grundsicherheitsvorschrift (RFS) I-2.a.

Über die allgemeinen Ziele hinaus, die für alle zu berücksichtigenden Einwirkungen gemäß 4^{RP} 900 zu berücksichtigenden Bedrohungen gelten (vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2 – §2.2.1), zielt das von EDF angestrebte Ziel zur Verbesserung der Sicherheitsanforderungen im Hinblick auf das Luftrisikomanagement auf die Aktualisierung der Eingabedaten (Flugverkehr, Sicherheitsziele) unter Berücksichtigung der neuesten verfügbaren Informationen ab. Die für alle Bedrohungsszenarien geltenden allgemeinen Entwicklungen (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.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

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 GrenzwertgröÙe für die Wahrscheinlichkeit, dass eine inakzeptable Freisetzung radioaktiver Stoffe an der Standortgrenze akzeptiert wird, bei 10^{-5} 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.a für jede betrachtete Familie von Störquellen eine GrenzgröÙe für die Eintrittswahrscheinlichkeit des Ereignisses von 10^{-7} / Jahr.Reaktor.

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 Zielflächen erstellt.

Zu diesem Zweck werden die folgenden Daten aktualisiert:

- die Werte der Unfallstatistikparameter,
- die standortspezifischen Umgebungsdaten: 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 den Angriff

„Flugzeugabsturz“, die der Gesamtheit der Strukturen und Ausrüstungen entsprechen, 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 die Ergebnisse der Untersuchung des 3-RP 1300 zu berücksichtigen.

Die Ergebnisse der Studien zum Luftfahrtrisiko werden im Abschnitt über die spezifischen Merkmale der Reaktorblöcke 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.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Spezifischer Teil zu Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly

Besonderheiten des Blocks

Die Ergebnisse der Studie zeigen, dass die Wahrscheinlichkeit einer inakzeptablen Freisetzung radioaktiver Stoffe an der Grenze des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly aufgrund des Flugverkehrs wie folgt ist:

- weniger als 10^{-4} / Jahr pro Reaktor für jede der drei Sicherheitsfunktionen,
- höchstens in der Größenordnung von 10^{-7} / Jahr-Reaktor für jede der drei Funktionen und pro Luftfahrtkategorie (Allgemeine Luftfahrt, kommerzielle Luftfahrt und militärische Luftfahrt).

Diese Ergebnisse für das Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly stehen im Einklang mit den in der RFS I-2.a festgelegten Richtwerten.



Schlussfolgerung

Die im Rahmen des 4RP 900 durchgeführten Studien zielen darauf ab, die Akzeptanz des mit dem Flugverkehr verbundenen Risikos unter Berücksichtigung der aktuellsten Unfallstatistiken nachzuweisen.

Die im Rahmen des 4RP 900 für das Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly 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.

Bilanz zum Zustand des Blocks

Zu diesem Thema gibt es keine Änderungen am Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly.

2.2.1.17 Ergänzende Untersuchungen

Allgemeiner Teil – Maschinenraum



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.

Sie besteht darin, unter den Szenarien interner oder externer Einwirkungen, die radiologische Folgen nach sich ziehen können, Szenarien mit Einwirkungen auf die Behälter zu identifizieren und anschließend die Akzeptanz ihrer radiologischen Folgen im Hinblick auf die Dosisgrenzwerte zu überprüfen, die mit den Auslegungsbetriebsbedingungen verbunden sind, welche den entsprechenden Äquivalenzhäufigkeiten 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 Rahmen-Szenarien:

Die für die Identifizierung der Szenarien zur Einbeziehung der Quellterme geltenden Regeln und Untersuchungsannahmen entsprechen den in den Referenzdokumenten zu Störfällen definierten Regeln zur Untersuchung von Störfällen.

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;
- spezifische Berechnungen können auf der Grundlage realistischer Annahmen in Betracht gezogen werden, die gleichzeitig angemessen konservativ und mit den Regeln zur Analyse der

- Beurteilung der Eintrittswahrscheinlichkeit der Szenarien:

Die Einschätzung 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 Berücksichtigung 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).

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

- 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.

Im Hinblick auf die Robustheit wird zudem ein Rahmen-Szenario für die Einwirkungsart „interne Explosion“ definiert.

Die folgenden Einwirkungen 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 Grundsicherheitsregeln wird für diese Einwirkungen überprüft, ob die Wahrscheinlichkeit einer inakzeptablen Freisetzung radioaktiver Stoffe an der Standortgrenze unter 10^{-5} 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 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.

➤ **Zugänglichkeit der Räumlichkeiten für die Durchführung von Maßnahmen im Falle eines Störfalles** Die Zugänglichkeitsanalyse dient dazu, sicherzustellen, dass Störfälle keine Veränderungen der Umgebungsbedingungen hervorrufen, die die Durchführung der vor Ort erforderlichen Maßnahmen zur Bewältigung eines Störfalles beeinträchtigen könnten. Die Maßnahmen, deren Durchführung kurzfristig erforderlich ist, werden analysiert, um die Einhaltung der Sicherheitsziele der Störfallszenarien zu gewährleisten.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

In einer Angriffssituation sind die Umgebungsbedingungen, die sich ungewöhnlich verändern können, vielfältiger Natur und spezifisch für jeden der betrachteten Angriffe.

Der Ansatz zur Erreichbarkeit 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 (Rauch und Feuer bei Brandangriffen oder Wind und Geschosse beispielsweise bei PGGV-Angriffen).

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 Ebene CPY durchgeführten Überprüfungen stellen die Umgebungsbedingungen in den Räumlichkeiten, in denen Maßnahmen zur Bewältigung von Angriffssituationen erforderlich wären, die Fähigkeit der Einsatzkräfte nicht in Frage, die 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.^{ten} RP 900 erlassenen Vorschrift [FOH-B] hat EDF die tatsächliche Fähigkeit des Einsatzpersonals überprüft, die Räume 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. Die Änderung ist für Phase B vorgesehen;
- 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;

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

- 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 veranlassen. Aktualisierung in Phase B (Ergänzungen) vorgesehen.

Darüber hinaus wird derzeit auf der CPY-Ebene eine Lösung entwickelt, um zu vermeiden, dass im H3-Zustand bei API-Status NSO ein Zugang zum Inneren des BR erforderlich wird. EDF hat sich zum Ziel gesetzt, diese Lösung in der Phase B (Ergänzungen) umzusetzen.

Spezifischer Teil zu Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly

Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly weist hinsichtlich des Betriebszustands keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Es gibt keine Änderungen zu diesem Thema beim Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly.

2.2.2 Anstreben eines Kernschmelzrisikos, das Einwirkungen von etwa^{10⁻⁵} pro Reaktorjahr einbezieht

Allgemeiner Teil „Palier“

In Übereinstimmung mit Artikel 3.3 des geänderten Erlasses vom 7. Februar 2012 werden die probabilistischen Sicherheitsanalysen (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 anhand 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 Änderungen an der Anlage und am Betrieb, insbesondere die Änderungen nach dem Unfall von Fukushima.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Einwirkungen, 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 Referenz-Wahrscheinlichkeitsanalysen dar (Anwendung der RFS).
- Was das Risiko eines Meteoriteneinschlags und das damit verbundene Tsunami-Risiko betrifft, wird die Entwicklung einer probabilistischen Analyse angesichts des Restrisikos nicht als sinnvoll 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 angesichts der Auslegungsspielräume, der Vorhersehbarkeit der Einwirkung und ihrer ausreichend langsamen Kinetik, die die Einrichtung zusätzlicher Resilienzmaßnahmen ermöglicht, nicht berücksichtigt.
- Was Extremwinde und den Tornado betrifft, wurde die Entwicklung einer probabilistischen Analyse nicht berücksichtigt, da der Schutz vor durch starke Winde erzeugten Projektilen durch starke Winde (PGGV) sowie der Umsetzung von Schutzmaßnahmen gegen den Tornado „Noyau Dur“, die die Anlage vor höchst unwahrscheinlichen Belastungsstufen schützen (vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7).

Schließlich hat EDF im Rahmen des 4-RP 900 eine probabilistische Risikoanalyse hinsichtlich einer Überschwemmung durchgeführt, die durch den Bruch einer Rohrleitung des CRF-Kühlwasserkreislaufs im Maschinenraum verursacht wird. 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 Abschnitt 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 das Risiko 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, wodurch die detaillierten Analysen auf die besonders kritischen Brandbereiche ausgerichtet werden können. Sie steht im Einklang mit der Methodik, die für das 3RP 1300 gewählt und angewendet wurde.



Brandabschnittsbildung und Untersuchungsbereich (Phase 0)

Das Kernkraftwerk Tricastin, insbesondere die beiden Blöcke 1 und 2, wurde als repräsentativer Referenzstandort der CPY-Generation für die Brand-EPS-Studie ausgewählt.

Die CPY-Brand-EPS ermöglicht:

- die Bewertung des Kernschmelzrisikos (RFC) infolge eines Brandes (auf der Grundlage eines sogenannten „BR-Modells“) für den Reaktorzustand bei Betrieb oder im abgeschalteten Zustand (EPS der Stufe 1),
- das Risiko einer Freilegung des im Abklingbecken gelagerten Brennstoffs (auf der Grundlage eines sogenannten „BK-Modells“) für den Reaktorbetrieb im Betriebs- oder Abschaltzustand (EPS der Stufe 1) im Falle eines Brandes im Brennelementgebäude (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 Brandes abzuschätzen. Nach Abschluss dieser konservativen Quantifizierung werden für eine realistischere Quantifizierung der Brandszenarien nur die Brandvolumina berücksichtigt, die ein überwiegendes 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 Elektrizitätsgebäudes berücksichtigen.

Das mit dem Brand-EPS verbundene Gesamt-Kernschmelzrisiko (RFC) ergibt sich dann aus der Summe der in Phase 2 quantifizierten, konservativ geschätzten RFC-Werte für die Brandabschnitte und der realistischere 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 Brand-EPS verdeutlicht den maßgeblichen Beitrag des Elektrizitätsgebäudes zum Risiko einer Kernschmelze infolge eines Brandes, wenn der Reaktor in Betrieb ist. Tatsächlich könnte ein Brand im Elektrizitätsgebäude in bestimmten Situationen zum Ausfall des Stromkreises A und der externen Stromversorgungen führen. Allerdings sorgt die Redundanz der Stromkreise und ihrer internen Stromversorgungen (Dieselgeneratoren), die

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Schutz von Kabelabschnitten (PNPE1258 und PNPE1277) sowie die Umsetzung der im Rahmen der⁴periodischen Überprüfung der Reaktorserie eingeführten „Hard Core“-Maßnahmen ermöglichen es, 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 gezeigt, wie wichtig die Brandabschnittsbildung und die Brandmeldeanlagen für die Brandbekämpfung und die Eindämmung der Brandausbreitung sind.

Das für diesen Störfall geschätzte Risiko einer Kernschmelze liegt in der Größenordnung von einigen 10^{-4} pro Jahr und Reaktor.

❖ Antwort auf die Vorschrift [AGR-E-I]

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:

- 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.

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 Stellen 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 bislang 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.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

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 Entstehung 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 herangezogen 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.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

➤ 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 Zündwahrscheinlichkeit 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 einigen¹⁰ 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 Überschwemmungssicherheitsbewertung (EPS) 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 wurde das Kernkraftwerk Tricastin als repräsentativer Referenzstandort für den CPY-Level zur Untersuchung der internen Überflutung ausgewählt. Konkret wurde Block 1 für die Bewertung herangezogen. Interne Überflutungszonen (ZII) werden anhand der Schnittstellen zwischen den Räumlichkeiten definiert. Jede interne Überschwemmungszone ist durch physische Barrieren von ihren Nachbarzonen getrennt, die die Ausbreitung des Wassers begrenzen. 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 Überflutungs menge charakterisiert.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

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 Maßnahmen des Personals 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 EPS „Interne Überflutung“ verdeutlicht den maßgeblichen Beitrag des Elektrizitätsgebäudes zum Risiko einer Kernschmelze infolge einer internen Überflutung, wenn der Reaktor in Betrieb ist. Tatsächlich könnte eine Überflutung des Elektrizitätsgebäudes 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 Stromkreises B auf Ebene 4 des Elektrizitätsgebäudes – Bodensiphon“ (PNPE1279) geführt. Diese Änderung zielt darauf ab, eine Wasseransammlung in den Räumen des Trakts B auf Ebene 4 des Elektrizitätsgebäudes 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 eine Überschwemmung von dort ihren Ursprung hat.

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 nun in der Größenordnung von 10^{-4} pro Jahr und Reaktor liegt.

2.2.2.4 EPS bei externer Überflutung

Die EPS für externe Überflutung wurde erstmals für die in Betrieb befindlichen Anlagen des 4 RP 900 entwickelt und angewendet und stellt somit eine technische Innovation im Bereich der EPS für den französischen Reaktorpark dar.

❖ Methodik

Die externe Hochwasser-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:

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

- Schritt 1 „*Charakterisierung des Gefahrenereignisses*“ – Die Durchflussmessdaten für jedes Kernkraftwerk liegen für einen Zeitraum von etwa 100 Jahren vor. Die Repräsentativität der statistischen Extrapolationen aus diesen Datensätzen bis hin zu Werten für ein tausendjähriges Hochwasser wird unter Berücksichtigung eines 70-prozentigen Konfidenzintervalls herangezogen, 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. Aus diesem Grund 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 Schäden an Anlagen analysiert, um die Auslöser des internen Ereignismodells zu ermitteln, die durch den Wassereintrich ausgelöst werden können, sowie die potenziellen Ausfälle der Schutzmaßnahmen, 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 Vorhersehbarkeit 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*“ Ansatz 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-Stufe 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); diese Standorte als am besten geeignet für eine detaillierte probabilistische Analyse angesehen. Die Erkenntnisse und Erfahrungen aus diesen Studien dienen als Grundlage für die Erdbebenrisikobewertungen an den anderen Anlagen des CPY-Stufenprojekts.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

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 Komponenten 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: 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 von 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 demselben 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-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 etwa¹⁰ 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-Daiichi 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 (z. B. Zuverlässigkeitsverbesserung der Druckhalterventile, PNPE1216) zu validieren und deren Auswirkungen in bestimmten Fällen zu optimieren (Leitung H3, Zuverlässigkeitsverbesserung der Lüftungsanlagen).

Nach Abschluss dieser Arbeiten ergeben die für die CPY-Generation durchgeführten probabilistischen Bewertungen im Rahmen der vierten periodischen Überprüfung eine Schätzung des Kernschmelzrisikos in der Größenordnung von einigen¹⁰ pro Jahr und Reaktor. Die Hauptursachen für dieses Ergebnis sind Brände im Elektroraum.

Blockspezifischer Teil für Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly

Besonderheiten des Blocks

- Erkenntnisse aus der EPS-Analyse zur externen Überschwemmung:

Eine Analyse der Übertragbarkeit der Ergebnisse und Erkenntnisse der probabilistischen Analyse zum Hochwasser am Saint-Laurent wurde für Dampierre-en-Burly durchgeführt. Die Größenordnung des berechneten Risikos einer Kernschmelze infolge eines Flusshochwassers für einen repräsentativen Block in Dampierre-en-Burly entspricht im Großen und Ganzen derjenigen für den Standort Saint-Laurent, nämlich $1,1 \cdot 10^{-5}$

/Jahr-Reaktor. Was die Szenarien betrifft, die auf der Grundlage der für die Auslegung der Schutzmaßnahmen des Standorts herangezogenen Hochwasserstände identifiziert wurden, kommt die Analyse zu dem Schluss, dass der größte Teil des berechneten Risikos auf das Szenario der Überschreitung des Post-Fukushima-Hochwasserstands entfällt, der konventionell auf 10^{-5} /Jahr-Reaktor festgelegt wurde.

Die Einbeziehung der Post-Fukushima-Maßnahmen (hohe Nahschutzmaßnahmen und „Hard-Core“-Maßnahmen) im Rahmen des⁴RP 900 macht Szenarien einer Kernschmelze bei Pegeln unterhalb des Post-Fukushima-Pegels sehr unwahrscheinlich, da der „Hard-Core“ den Schutz gewährleistet, um die Sicherheitsfunktionen des Blocks bis zu diesen Pegeln sicherzustellen. Die geringe Wahrscheinlichkeit von Szenarien, bei denen die Schutzmaßnahmen umgangen werden, unterstreicht zudem die Wirksamkeit der Vorwarnphasen und der besonderen Betriebsvorschriften für externe Überflutung.

Für den Standort Dampierre-en-Burly wurde zudem eine probabilistische Risikoanalyse durchgeführt, die sich auf die Überschwemmung infolge eines Rohrbruchs im Kühlwasserkreislauf (CRF) im Maschinenraum bezieht. 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.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

- Erkenntnisse aus der Erdbeben-EPS:

Die Erdbebensicherheitsprüfung (EPS) Dampierre-en-Burly VD4 900 vom Typ 3 basiert auf den Entwicklungen und Erkenntnissen einer Erdbebensicherheitsprüfung vom Typ 1 oder 2 der Referenzstufe und wurde auf den Standort Dampierre-en-Burly übertragen, wobei die wesentlichen Unterschiede zwischen diesen beiden Standorten hinsichtlich der Erdbebengefährdung sowie standortspezifischer Bauwerke oder Materialien berücksichtigt wurden.

Diese Studie hat ergeben, dass das Risiko einer Kernschmelze nach Anwendung des Untersuchungsfensters unter 10^{-8} /a.r. liegt: Für den Standort Dampierre-en-Burly 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-Notstromschaltkastens“,
- 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 „Einbau eines passiven autokatalytischen Rekombinators (RAP) im Batterieraum“ (Raum L311),
- PNPE1277 Band D „Absicherung der Schließsteuerung des Einlassventils der TP ASG durch die Installation einer Steuerung im Kontrollraum“,

wurden am Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderungen:

- PNPE1258 „Einbau der ASG-ND-Vorrichtung und einer festen Nachspeiseleitung für das Brennelementlagerbecken durch SEG“,
- PNPE1277 Band B „Brandschutz für SFS-Kabel in den Elektroräumen“
- PNPE1330 Band B „Aufrechterhaltung der H_2 -Absaugung bei Ausfällen der LBi-Quellen“ (Batterieräume außerhalb von L311),

werden im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration in Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly spätestens in Phase B vorgesehen ist.

2.3 Fazit

Die Umsetzung der Ziele hinsichtlich der Störfälle basiert auf zwei sich ergänzenden Ansätzen: dem deterministischen und dem probabilistischen Ansatz.

Die deterministischen Studien ermöglichen eine Neubewertung der Auslegungsanforderungen für die

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Anlagen neu zu bewerten, 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 weiterhin durchgeführt, um den Vorgaben der ASN Rechnung zu tragen, die sich aus den Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4-RP 900 ergeben.

Abschnitt 3: Brennelement-Lagerbecken

INHALT ABSCHNITT 3

Abschnitt 3: Brennelementbecken

3.1 Ziel	201
3.2 Erfüllung des Ziels	201
3.3 Fazit	212

Abschnitt 3 – Brennelementebecken

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 unbeabsichtigtes Ablassen.

Die Verbesserung der Sicherheit der Lagerung im Brennelementbecken war Gegenstand mehrerer Ständiger Gruppen (insbesondere der Ständigen Reaktorgruppen vom November 2002 und April 2005), die anlässlich des 3.-RP sowie bei der Baureihe N4 anlässlich des 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 Füllstands 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-Daiichi 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 bei Verlust der Kühlung äußerst unwahrscheinlich zu machen.

3.2 Antwort:

Allgemeiner Teil – Reaktorblock

❖ Intrinsische Zündquellen im Brennelementbecken

Die Untersuchungen zur Sicherheit der Lagerung im Brennelementbecken wurden erst nach der Auslegung durchgeführt und sind somit Teil der Untersuchungen im ergänzenden Bereich.

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 Brennstoffbeckens nach Erreichen des Schwellenwerts „sehr niedriger Füllstand“ erreicht ist, 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 verursachte Füllstandsabfall ausgeglichen werden kann.

Darüber hinaus hat EDF nach Abschluss der Konformitätsprüfungen der Systeme (siehe Teil I – Kapitel 1 – Abschnitt 4) im Ergänzungsbereich die Szenarien für die Entleerung des Brennelementbeckens von der BR-Seite aus eingeführt. 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, vorgestellt in Teil I – Kapitel 1 – Abschnitt 4).

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 unter Wasser im Brennelementbecken befindlichen Brennelemente (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 3^{ème}RP 1300. Sie wird somit ergänzt durch:

- die umfassendere Berücksichtigung der im EPS-Modell untersuchten Auslöser hinsichtlich des Verlaufs und des Entleerungsantriebs für Szenarien, die mit Leitungsfehlern zusammenhängen,
- neue Szenarien für Rohrbrüche.

Bei Kühlmittelverlusten im Brennelementbecken liegt die Wahrscheinlichkeit, dass Brennelemente freigelegt werden, unter 10^{-8} / Jahr.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^{-5} 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 der Brennelemente bei.

Diese probabilistischen Untersuchungen ermöglichen es, ergänzend zu einem deterministischen Ansatz zu überprüfen, dass das Risiko einer Freilegung der Brennelemente 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, dass die Brennelemente nicht den Einwirkungen durch Systeme ausgesetzt sind, die den Abtransport der Restleistung ermöglichen und den Wasserstand im Brennelementbecken aufrechterhalten,
- Berücksichtigung internationaler Erfahrungen nach Erdbeben durch Einbeziehung der Erfahrungen aus Kashiwazaki-Kariwa (vgl. Bereich 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 – §2.2.1.16),
- Durchführung einer probabilistischen Analyse der Einwirkungen, was dem höchsten Niveau der internationalen Standards in diesem Bereich entspricht.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

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 Schwimmbeckens des Brennstoffgebäudes (BK) über die Wasserquelle für die Nachspeisung des harten Kerns (PNPP1714/PNPE1289 und PNPE1258, vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7) genutzt, um eine Freilegung der im Lagerbecken befindlichen Brennelemente zu vermeiden.

Zum Schutz der Nachspeiseleitungen für den „Noyau Dur“ und der PTR-bis-Kühlleitungen des Becken im Brennstoffgebäude (BK) sowie der normalen PTR-Kühlleitungen führt EDF eine Verstärkung eines Trichters im BK durch, um dessen Widerstandsfähigkeit bei einem Lastabfall zu gewährleisten (PNPE1443).

➤ Probabilistischer Teil

Im Rahmen des 4RP 900 hat EDF den Umfang der EPS BK auf den Bereich der internen und externen 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 Sicherheitsanalysen („Ereignisse“) im Zusammenhang mit dem Reaktorkessel dargestellt.

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 Brandfall auf etwa 10^{-4} pro Jahr und Reaktor geschätzt.
- Interne Überflutung: Die durchgeführten Studien kommen zu dem Ergebnis, dass das Risiko einer Freilegung der Brennelemente bei einigen 10^{-6} pro Jahr und Reaktor 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^{-4} 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.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

➤ Ergänzende Studien

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:

[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:

- Räume, 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 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 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), entweder mit Regeln vom Typ „Auslegungsbereich“ oder mit Regeln des Ergänzungsbereichs.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

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.^{ème} RP 900 derzeit verfügbar oder im Einsatz sind. Bei der Transientenbedingung eines vollständigen Ausfalls der externen Stromversorgungen im RCD- und APR-Zustand erfolgt die Wasserzufuhr zum Brennstoffbecken über den JP des benachbarten Blocks.

Ergänzend dazu hat EDF für Übergangsphasen, die durch einen Ansatz vom Typ „Ergänzungsbereich“ gerechtfertigt 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 für den Sicherheitsnachweis des Brennelementlagerbeckens sowie die berücksichtigten 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 absperzbaren 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)).

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Ergänzend dazu hat EDF gemäß der von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase vom 4.-RP 900 von der ASN 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 eingestuft Anlage im Falle eines Erdbebens verursacht werden könnten, wobei die in der Vorschrift [PISC-B-II] 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.

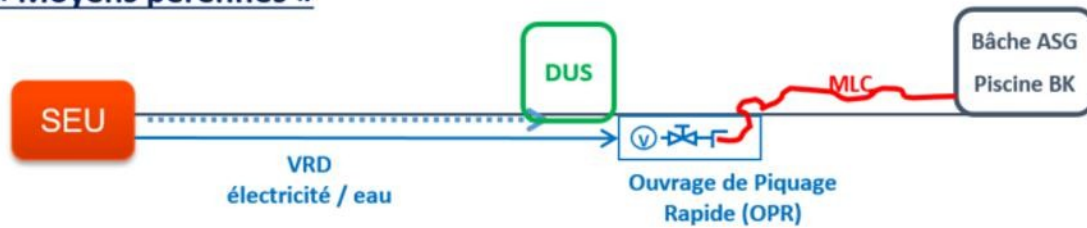
❖ **Untersuchungen zu Unfallsituationen im Zustand „Stillstand zur Brennelementwechsel“ (APR)** Im Rahmen der GP-Prüfung „Bilanz RP4 900“ in Anwendung der Vorschrift [PISC-B-II] hat EDF einen Zeitplan für die Durchführung von Untersuchungen zu Situationen mit Kühlmittelausfall oder Entleerung des Reaktorgebäudebeckens 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-II] genannten Regeln zugrunde gelegt wurden. Nach Abschluss dieser Untersuchungen wird EDF die gegebenenfalls vorzunehmenden Änderungen unter Berücksichtigung der sicherheitsrelevanten Aspekte und des damit verbundenen Zeitplans festlegen.

❖ **Entwicklungen im Design der Brennelementbecken: „Noyau Dur“-Ergänzung und PTR-bis-Anordnung**

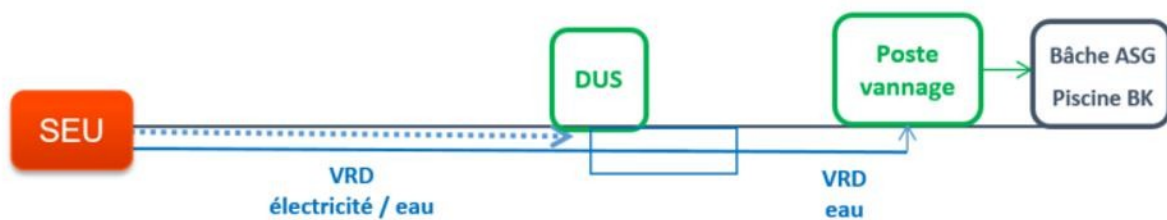
EDF setzt zudem bauliche Maßnahmen um, die die Sicherheit des Brennelementlagers (BK) weiter erhöhen:

- 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 Schnellanschlusssstelle 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.

« Moyens pérennes »



« Moyens Noyau Dur »



Prinzipskizze der „Noyau Dur“-Ergänzungsanordnung im Brennelementlagerbecken

- Über das Sicherheitsziel hinaus, dass die Brennelemente nicht freigelegt werden dürfen, 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 des³RP 900 erbracht.

Durch die Hinzufügung der Anlage „PTR bis“ steht zusätzlich zu den beiden PTR-Kühlkreisläufen eine Ausfallsicherheit für die Wiederaufnahme der Kühlung des Brennelementbeckens zur Verfügung, die auf einer diversifizierten Kältequelle basiert. Diese Art von Maßnahme ermöglicht es, die Auslegung der Reaktoren der CPY-Generation näher an die der EPR-Reaktoren von Flamanville 3 heranzuführen.

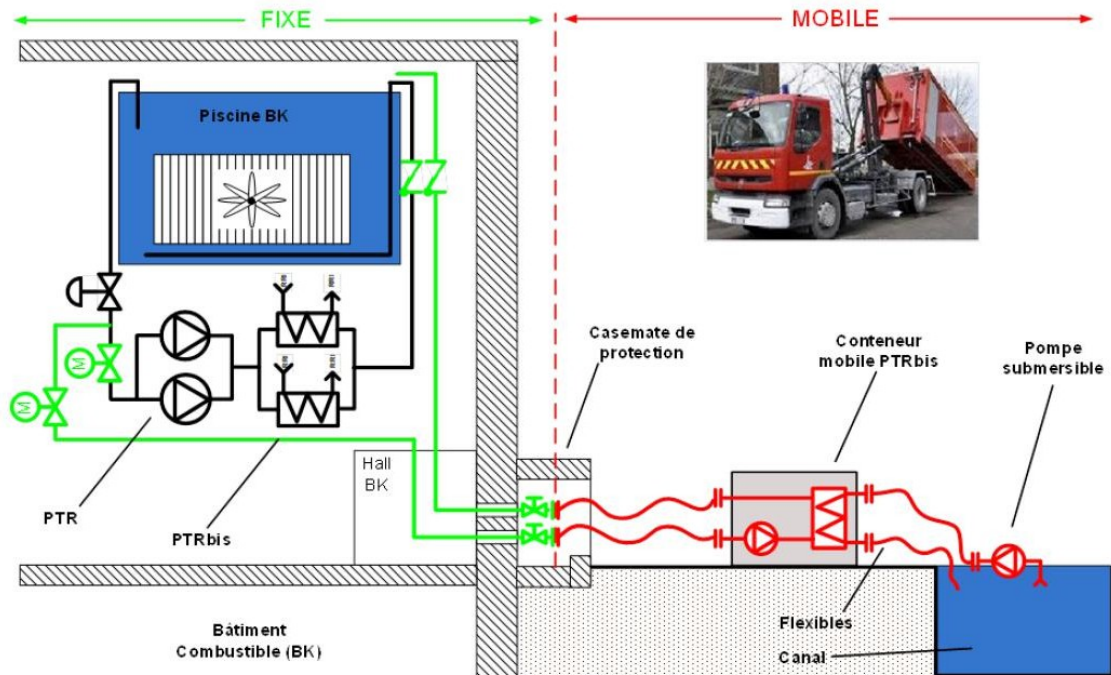
Dieser zusätzliche Kühlkreislauf stützt sich hauptsächlich auf mobile Anlagen, die von der „Force d'Action Rapide du Nucléaire“ (FARN) zum Standort transportiert, angeschlossen und in Betrieb genommen werden.

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.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

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 seiner Auslösung in folgenden Situationen bei einem Kühlverlust des Brennelementbeckens ein:

- Ausfall des PTR infolge eines vollständigen Ausfalls der Blockkühlquelle,
- Ausfall des PTR infolge eines vollständigen Ausfalls der Blockstromversorgung,
- intrinsischer Ausfall des PTR-Systems.

Ergänzend dazu wird EDF gemäß der von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase 4^{ten} RP 900, wird EDF überprüfen, ob im Falle einer Bedrohung, 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.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Das PTR-bis-System kann auch für das langfristige Management ($\approx t_0 + 15$ Tage) von „Harter Kern“-Situationen (vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7) genutzt werden, bei denen die Erreichbarkeit des Standorts aufgrund extremer Bedingungen, die alle Blöcke desselben Standorts betroffen haben, als erschwert angenommen 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 4RP 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 der Einsatz 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 Flickern. Dieses Anlagenprogramm steht zudem im Einklang mit den Maßnahmen, die EDF im Anschluss an die Anweisung vom Typ C „Sicherheit der Becken“ ergriffen hat.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Darüber hinaus wiederholt EDF im Rahmen der 4-RP 900 die verschiedenen Untersuchungen an der Transferleitung, die bereits bei der 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).

Darüber hinaus prüft EDF die Schaffung zusätzlicher Lagerkapazitäten, die die Robustheit des Brennstoffkreislaufs stärken werden.

Spezifischer Teil zu Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly

Besonderheiten des Blocks

- Externe Überschwemmung: 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 Füllstände oberhalb des „Noyau Dur“ ermöglichen, vernachlässigbar (Eine Änderung zur Erleichterung der Zuführung von Rohwasser in das Brennelementbecken im Falle eines Flusshochwassers über den „Noyau Dur“ hinaus wird im Rahmen des Vorhabens PNRL1984 umgesetzt.) Dieses Risiko liegt für das Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly in der Größenordnung von 10^{-6} pro Jahr und Reaktor.
- Erdbeben: Das Risiko einer Freilegung des Brennstoffs im Abklingbecken nach Anwendung des Überwachungsfensters ist vernachlässigbar, was die Robustheit der Auslegung der Anlage hinsichtlich der Seismizität des Standorts bestätigt.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Untersuchungen des Transferrohrs von Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly wurden wie erwartet durchgeführt. Sie bestätigen das Fehlen von makroskopischen Beschädigungen oder Anomalien, die die Folge eines während des Betriebs aufgetretenen Schadens gewesen wären. Sie gewährleisten den sicheren Betrieb der Anlagen in allen Betriebssituationen und über die gesamte Lebensdauer des Blocks hinweg.

Für den Reaktorblock Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly ist im Rahmen des Programms für ergänzende Untersuchungen keine 100-prozentige interne TV-Prüfung des Transferrohrs erforderlich (siehe Teil I – Kapitel 1 – Abschnitt 2).

Die Änderungen:

- PNXX1752 „Analoge Füllstandsmessung im Brennelementlagerbecken“,
- 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 „Bringen eines Brennelementbündels in eine sichere Position“,
- PNPP1666 „Notstromdiesel“,
- PNPP1780 „Automatisierung der Entleerungsventile des Reaktorgebäudebeckens“,
- PNPP1679 „Erdbebensicherung des BK-Brennstoffbeckens gemäß TOR-Stufen (Stufe Niedrig, Stufe Sehr Niedrig)“,
- PNPP1907 „Einrichtung eines diversifizierten mobilen Kühlsystems PTRbis“,
- PNPE1289 „Wasserquelle für die Nachspeisung des Kerns“,
- PNPE1344 „Verdopplung der automatischen Absperrung der Ansaugleitung des BK-Brennstoffbeckens durch PTR-Ventile“,
- PNPE1443 „Verstärkung eines Trichters im BK“,
- PNRL1895 „Verbesserung der Zuverlässigkeit der Steuerung des Ventils der Transferleitung für das Schließen bei Durchfluss“,

wurden am Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Die Änderungen:

- PNPE1128 „Alles-oder-Nichts-Füllstandsmessungen im Lagerbecken des Reaktorgebäudes“,
- PNPP1824 „Einbau einer analogen Füllstandsmesskette für das BK-Brennstoffbecken“,
- PNPP1949 „Einbau einer Brandschutzwand zwischen den PTR-Pumpen zur physikalischen Trennung der beiden PTR-Stränge“,
- PNRL1984 „Befestigungsvorrichtung zur Verankerung eines flexiblen Stopfens zur Absicherung des Brennelement-Lagerbeckens im Falle eines Hochwassers, das über den ‚Noyau Dur‘ hinausgeht“,

werden im Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4 RP 900 umgesetzt.

Die Änderung PNPE1258 „Einbau der ASG-ND-Vorrichtung und einer festen Nachfülleitung für das Brennelementlagerbecken mittels SEG“ wird im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration in Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly spätestens in Phase B vorgesehen ist.

3.3 Fazit

Im Rahmen des 4-RP 900 stärkt EDF das Sicherheitsniveau für Unfallsituationen im Brennelementgebäude in folgenden Bereichen:

- Verhinderung des Risikos einer unbeabsichtigten Entleerung des Brennelementbeckens 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 Auslöseereignisse 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 Wasserstands 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

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

im Siedezustand zu stärken. 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 Verlust der Kühlung des Brennelementbeckens im Zusammenhang mit internen Ereignissen äußerst unwahrscheinlich ist und in der Größenordnung von einigen^{10⁻⁴} pro Jahr und Reaktor liegt. Was die Einwirkungen betrifft, stellen die durchgeführten probabilistischen Sicherheitsanalysen (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

INHALT ABSCHNITT 4

Abschnitt 4: Unfälle mit Kernschmelze

4.1	Ziele	217
4.2	Erfüllung der Lernziele	217
4.2.1	Allgemeines Vorgehen bei Unfällen mit Kernschmelze..... 217	
4.2.2	Maßnahmen bei Situationen mit dem Risiko einer Kernschmelze.....	219
4.2.3	Minderung der radiologischen Folgen.....	227
4.2.4	Notfallpläne für Situationen mit Kernschmelze (Notfallplan N2)	229
4.3	Schlussfolgerung	234

Abschnitt 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 Beschädigung 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 die Sicherheitshülle nicht dauerhaft aufrechterhalten werden kann.

Die Berücksichtigung von Unfallsituationen mit Kernschmelze war Gegenstand eingehender Untersuchungen im Rahmen der vorangegangenen periodischen Überprüfungen der verschiedenen Baureihen, wobei internationale Unfallereignisse (Tschernobyl, Three Mile Island) einbezogen wurden. 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 des Sicherheitsbehälters, die es ermöglicht, den Sicherheitsbehälter im Falle einer langsamen unfallbedingten Druckbeaufschlagung zu schützen (Vorrichtung U5),
- passive autokatalytische Wasserstoffrekombinatoren (RAP), die eine Ansammlung von Wasserstoff im Reaktorbehälter verhindern und das Risiko eines Verlusts der Sicherheitshülle durch Wasserstoffverbrennung verringern,
- die Verbesserung der Zuverlässigkeit beim Öffnen der Druckausgleichsleitungen des Druckhalters, um die Risiken im Zusammenhang mit Kernschmelzunfällen unter Druck und dem Phänomen des Direct Containment Heating (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 Betriebsdokumentation 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 Evakuierung von der Restleistung Restleistung ohne Öffnung des Vorrichtung Dekompressions- und Filtervorrichtung des Behälters;
- Die Stabilisierung des Coriums auf der Bodenplatte 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 des Containments 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, die durch probabilistische Bewertungen ergänzt werden.

4.2 Antwort

4.2.1 Allgemeines Vorgehen bei Unfällen mit Kernschmelze

Allgemeiner Teil – Reaktorstufe

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.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

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 des Unfalls mit Kernschmelze. Diesen materiellen Vorkehrungen werden Anforderungen (funktionale Anforderungen, Auslastung und Einsatzdauer) zugeordnet, um ihre Leistungsfähigkeit und Verfügbarkeit unter den Bedingungen eines Unfalls mit Kernschmelze zu gewährleisten.

Diese Ausrüstungen können entweder im Rahmen von baulichen Umbauten 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 Minderung der Folgen von Unfällen mit Kernschmelze erforderlich sind, werden diese Betriebsbedingungen bereits bei der Auslegung berücksichtigt.

Nach Abschluss aller im Rahmen des 4RP 900 am CPY-Reaktorblock durchgeführten Überprüfungen stellen die in den Räumen, in denen Maßnahmen zur Bewältigung von Unfallsituationen mit Kernschmelze erforderlich wären, herrschenden Umgebungsbedingungen die Fähigkeit der Einsatzkräfte nicht in Frage, die erforderlichen Maßnahmen in diesen Räumen 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 von der ASN erlassenen Vorschrift [FOH-B] hat EDF die tatsächliche Fähigkeit des Einsatzpersonals vor Ort überprüft, die Räume 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. Die Änderung ist für Phase B vorgesehen;
- 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 veranlassen. Aktualisierung in Phase B (Ergänzungen) vorgesehen.

Darüber hinaus wird derzeit auf der CPY-Ebene eine Lösung entwickelt, um zu vermeiden, dass im H3-Zustand bei API-Status NSO ein Zugang zum Inneren des BR erforderlich wird. EDF hat sich zum Ziel gesetzt, diese Lösung in der Phase B (Ergänzungen) umzusetzen.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Spezifischer Teil zu Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly

Besonderheiten des Blocks

Bestimmte Ventile oder Ventildichtungen an Hilfsrohrleitungen der EAS-ND-Anlage werden im Rahmen des Projekts PNPE1471 ausgetauscht, um ihre Funktionsfähigkeit unter Unfallbedingungen mit Kernschmelze sicherzustellen.

Zusammenfassung des Zustands des

Blocks Die Änderungen:

- PNPE1264 „Austausch eines Kabels des ETY-Systems“,
- PNPE1471 „Austausch von Ventilen oder Ventildichtungen an den EAS-ND-Totenarmen“,

wurden am Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderungen:

- PNRL1896 „Austausch der Dichtungen eines Ventils des Stickstoffspeicher- und -verteilungssystems (RAZ034VZ)“,
- PNPE1486 „Elektrische Robustheit AG/ND RCV 430 SM und EAS 002 VB“
- PNPE1347 „Austausch der elektrischen Stellantriebe EAS 014 VB und PTR 021 VB sowie Austausch des Schaltschranks EAS 013 CX“,

werden im Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4-RP 900 durchgeführt.

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.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

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 beruht zum einen auf einer EAS-ND-Pumpe, die im Direkteinspeisungsbetrieb 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, die zur Öffnung der Druckentlastungs- und Filteranlage des Sicherheitsbehälters führen, vermieden werden. 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, hat EDF gemäß der Vorschrift [AG-B-II-1] hat EDF die Maßnahmen festgelegt, 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 Durchführbarkeit 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-Generatorstufe.

Darüber hinaus gewährleistet die elektrische Notstromversorgung der Breitspektrum-Druckmessung am Sicherheitsbehälter durch das DUS, dass der Prüfdruck des Sicherheitsbehälters nicht überschritten wird, auch im Falle eines vollständigen Ausfalls der Stromversorgung.

Tatsächlich ist das DUS (PNPP1666) eine zusätzliche Notstromquelle, die nach dem Unfall von Fukushima-Daiichi (vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7) eingeführt wurde, um die Stromversorgung der EDF-Reaktoren zu stärken. Das DUS ermöglicht insbesondere die Wiederversorgung der in Unfallsituationen mit Kernschmelze erforderlichen „Hard Core“-Anlagen, auch bei vollständigem Ausfall der Stromversorgung am Standort.

Aufgrund der Erkenntnisse aus dem Unfall von Fukushima-Daiichi 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 Entlastungs- 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 Band B): 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 (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 Atomaufsichtsbehörde 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;
- Die Verdickung der Fundamentplatten wird speziell an den betroffenen Standorten durchgeführt.

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 Band B).

Die Trockenausbreitung des Coriums wird durch die vorherige Abdichtung des Reaktorbehälterschachts und des angrenzenden RIC-Raums gewährleistet. In diesem Zusammenhang werden die RGE in Phase B geändert, um die Mittel zur Wassererkennung im Reaktorbehälterschacht 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 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.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

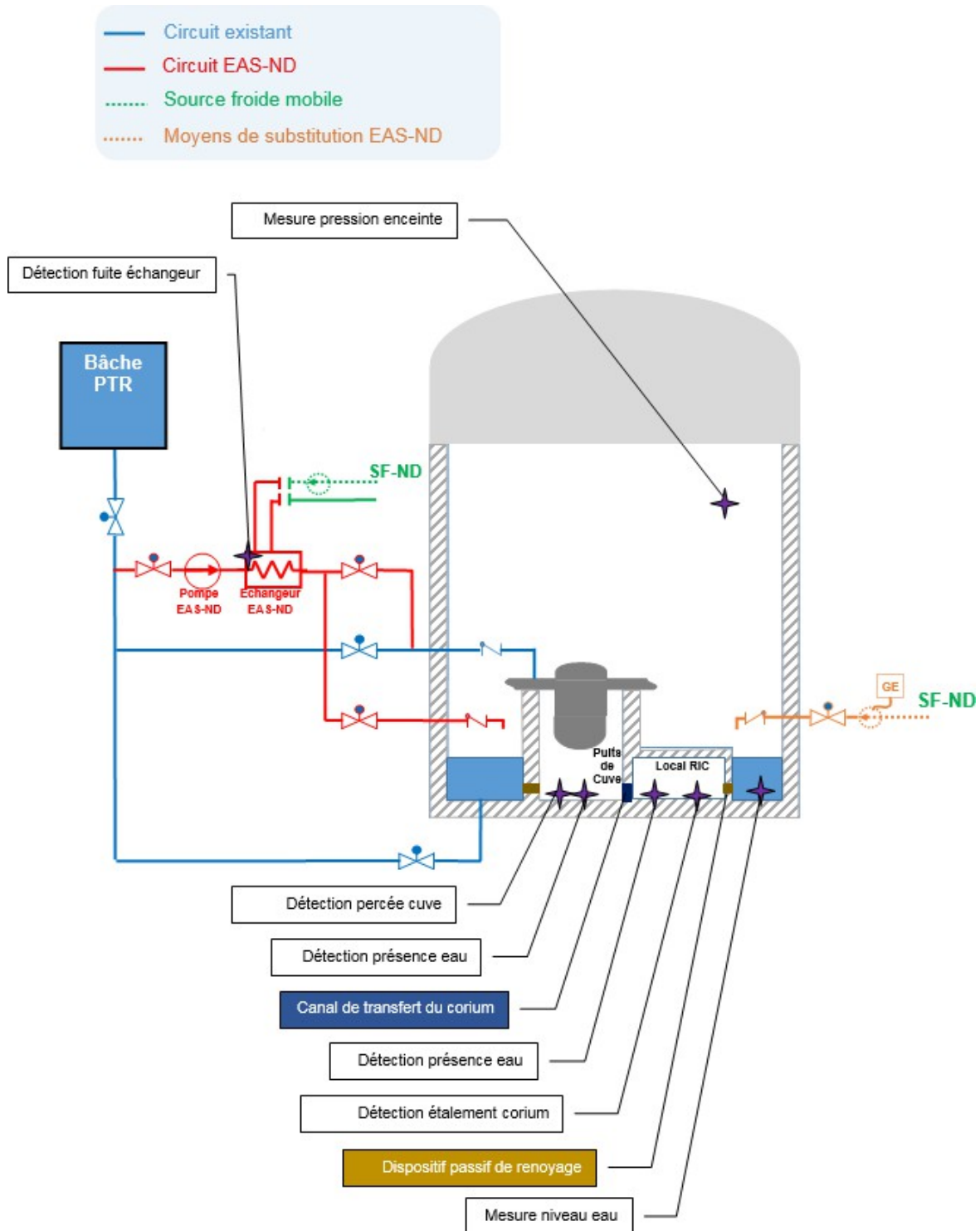
Die Messung zur Erkennung eines Behälterdurchbruchs (PNXX1746, Thermoelement im Behälterschacht) ermöglicht es, bei Bedarf eine Wassereinspritzung auf das Corium über den Behälter zum effektivsten Zeitpunkt sicherzustellen, der der Wiederflutung nach dem trockenen Ausbreiten des Coriums entspricht. Diese Messung wird durch das DUS im Rahmen des Vorfalls PNPE1387 unterstützt.

Ergänzend dazu und im Anschluss an die Sitzung 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).

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre



Prinzipische Skizze der EAS-ND-Maßnahmen und der Corium-Stabilisierung

❖ 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 Element erfolgt, gewährleistet die Notstromversorgung dieser Elemente 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 Kältequelle 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 des³RP 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.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Im Rahmen des⁴RP 900 verstärkt EDF die Anlagen durch den Austausch der Ventilkörper des Druckhalters, um deren Ableitkapazität bei niedrigem Primärdruck zu erhöhen (PNPP1595). Diese Änderung besteht darin, den Querschnitt der Ableitung 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 Auffangbecken. Dies erfordert technische Vorkehrungen (PNPP1976 Band B), die darauf abzielen, das Eindringen von Wasser in den Ausbreitungsbereich vor dem Durchbruch des Reaktorbehälters zu verhindern. Diese Vorkehrungen verhindern, dass Corium in einen zuvor gefluteten Reaktorschacht gelangt, wodurch jegliches Risiko einer Dampfexplosion außerhalb des Reaktorbehälters 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 die Modalitäten für die Verwendung von nicht boriertem Wasser während der kurz-, mittel- und langfristigen Phasen eines Unfalls mit Kernschmelze fest.

❖ 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] muss EDF über die erforderlichen Mittel verfügen, um die Kontamination des im Reaktorgebäude vorhandenen Wassers nach einem Unfall, der zu einer Kernschmelze geführt hat, zu verringern, und muss deren Betriebsbereitschaft vor Ort sicherstellen (PNPE1362 und PNPE1449);

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

- 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, der zu einer Kernschmelze geführt hat, zu begrenzen, Möglichkeiten untersucht, die Ausbreitung radioaktiver Stoffe über den Boden und das Grundwasser außerhalb des Standorts zu begrenzen. Diese Untersuchungen ergaben keine Notwendigkeit für zusätzliche Maßnahmen im Hinblick auf die Sicherheitsbelange.

Spezifischer Teil zu Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly

Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderungen:

- PNXX1721 „Verbesserung der Zuverlässigkeit der Steuerung der Druckhalterventile“,
- PNXX1746 „Erkennung von Behälterdurchbrüchen und Betrieb des Wasserstoffrekombinators bei hohen Temperaturen“,
- PNPE1068 Band A „Einrichtung einer elektrischen Verteilung für den Kernbereich“,
- PNPE1073 „Einrichtung einer „Noyau Dur“-Leittechnik für die bestehenden Anlagen“,
- PNPP1541 „Einrichtung eines Systems zur Sammlung von Abwässern bei einem Unfall mit Kernschmelze (einschließlich EAS014VB)“,
- PNPP1595, Bände A und B „Austausch der SEBIM-Ventilkörper“,
- PNPP1631 „Verstärkung der Sichtfenster der Schleusen des Reaktorgebäudes“,
- PNPP1666 „Notfall-Dieselaggregat“,
- PNPP1811 „Einrichtung eines EAS-ND-Systems zur Wassereinspeisung in den Primärkreislauf und zur Ableitung der Restleistung aus dem Reaktorbehälter“,
- PNPP1870 „Verstärkung der Erdbebensicherheit der Druckentlastungs- und Filteranlage des U5-Behälters für Erdbeben der Stufe SMHV“,
- PNPP1976 Band B „Einrichtung einer Vorrichtung zur Trockenverteilung und Stabilisierung des Coriums unter Wasser“,
- PNRL1844 „Standortspezifische Auslegung für die ultimative Kaltquelle: Zufahrtsrampen zur Kaltquelle“,

wurden am Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

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 am Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4. RP 900 umgesetzt.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Die Änderungen:

- PNPE1362 „Einbau von festen Einspeise- und Absaugleitungen im Reaktorgebäude sowie einer mobilen Ersatzvorrichtung für das EAS-ND, Rückführung der Abwässer vom BK zum BR“,
- PNPE1386 „Einrichtung einer Sumpfstandsmessung im Reaktorgebäude“,
- PNPE1460 „Verstärkung der Trennwände zwischen dem internen Kerninstrumentierungsraum (RIC) und dem Sumpfbereich am Boden des Sicherheitsbehälters des Reaktorgebäudes“,
- PNPE1449 „Untersuchung eines Moduls zur Aufbereitung von kontaminiertem Wasser: mobile Wasseraufbereitungsmodule“,

werden im Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly im Rahmen der Phase B „Ergänzungen zu den Änderungen des 4-RP 900“ umgesetzt.

Die Änderung PNPE1068 Band C „Einrichtung einer elektrischen Verteilung im Kernbereich“ wird im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration in Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly spätestens in Phase B vorgesehen ist.

Die Änderung PNPE1377 „Verstärkung der Erdbebensicherheit der Druckentlastungs- und Filteranlage des Sicherheitsbehälters auf SMS-Niveau“ wird im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration in Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly unter Einhaltung der Vorschrift [PT AG-C-II] erfolgt.

4.2.3 Minderung der radiologischen Folgen

Allgemeiner Teil – Reaktorblock

❖ Vorgehensweise

Bei einem Unfall 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.^{ème} RP 900 erlassenen Vorschrift [CR-B] setzt EDF eine Maßnahme um, die darin besteht, am Boden der Auffangbecken wasserlösliche Alkaliverbindungen (PNPE1410) einzubringen.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

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 den 4-RP 900 umgesetzten Änderungen ergeben.

Die durch die Umsetzung der EAS-ND-Bestimmung erzielten Dosen für die Bevölkerung zeigen, dass es nicht erforderlich ist, über 5 km hinaus Evakuierungsmaßnahmen und über 10 km hinaus Maßnahmen zur Einnahme von stabilem Jod zu verhängen.

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 Dampierre-en-Burly

Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly weist im Vergleich zum „Palier“-Zustand keine Besonderheiten auf.

Bestandsaufnahme zum Zustand des Reaktorblocks

Die Änderung PNPP1811 „Einbau eines EAS-ND-Systems zur Wassereinspeisung in den Primärkreislauf und zur Ableitung der Restleistung aus dem Reaktorbehälter“ wurde am Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPE1410 „Einbau von Natriumtetraborat-Körben in die Auffangbecken des Reaktorgebäudes“ wird im Rahmen eines spezifischen Zeitplans unter Einhaltung der Vorschrift [PT CR-B] im Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly umgesetzt.

4.2.4 EPS für Situationen mit Kernschmelze (EPS N2)

Allgemeiner Teil – Stufe

Im Rahmen des⁴ 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 Freisetzen 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 Sicherheitsbewertung der Stufe 2 baut auf dem Modell der Sicherheitsbewertung der Stufe 1 auf. Die verwendete Methodik wird aus dem 3-RP 1300 übernommen, dessen Eingabedaten im Folgenden aufgeführt sind:

- Bewertung des Endstandes 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 Berechnungsmodellen 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“:

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

- R1: frühe und erhebliche Freisetzen; hierunter fallen alle Abläufe mit einem vollständigen Bruch oder einer Umgehung des Sicherheitsbehälters vor Ablauf von 24 Stunden (β -Modus), durch Unfallphänomene mit Kernschmelze verursachte Sicherheitsbehälterbrüche (einschließlich induzierter RTGV), heterogene Verdünnungen mit sofortigem Kritikalitätsübergang sowie Kernschmelzen mit Umgehung. Zu dieser Kategorie gehören auch Freisetzen im Falle der Freilegung eines oder mehrerer Brennelemente im Reaktorkern, was das von EDF gewählte Abgrenzungskriterium hinsichtlich des Risikos massiver Freisetzen für den Reaktorkern darstellt,
- R2: späte, ungefilterte Freisetzen; hierbei handelt es sich um Abläufe mit einem Bruch des Reaktorbehälters nach 24 Stunden infolge seiner langsamen Druckbeaufschlagung (Fehlschlag beim Öffnen oder Ausfall der Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Reaktorbehälters),
- R3: gefilterte späte Freisetzen; hierbei handelt es sich um Szenarien, bei denen die Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Sicherheitsbehälters zum Einsatz kommt,
- R4: Begrenzte Freisetzen bei intakter Sicherheitshülle,
- RD: Ausbrüche vom Auslegungsfalltyp (Ausbrüche, deren Ausmaß und Kinetik mit Auslegungsfällen oder Unfällen des ergänzenden Bereichs übereinstimmen).

Es handelt sich um Freisetzen über die Luft durch den Hauptteil des Sicherheitsbehälters.

- Freisetzen 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 Ableitungen 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:

- H₂-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,
- Freisetzen bei Auslegungsunfällen: Es wird eine Zusammenfassung von Freisetzenkategorien eingeführt, um die Szenarien der Auslegungsunfälle und des ergänzenden Bereichs zu behandeln.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

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 Sicherheitsabscherrventile 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, wodurch das Risiko früher und erheblicher Freisetzungen äußerst unwahrscheinlich ist.

Durchbohrte Fundamentplatte (RP)

Die jährliche Durchbruchshäufigkeit der Fundamentplatte, die nach Abschluss des 3 RP 900 auf etwa 10^{-6} pro Reaktor und Jahr geschätzt wurde, wurde beim 4. RP 900 dank der Maßnahmen zur Trockenausbreitung und Wiederüberflutung des Coriums (PNPP1976 Band B) in Verbindung mit der Einführung des EAS-ND-Systems (PNPP1811) und der „Source Froide Noyau Dur“, die insbesondere die Langzeitkühlung des Coriums ermöglicht, reduziert. Diese technischen Vorkehrungen sowie – für die schnellsten Transienten – ein geeignetes Verfahren zur Wiederüberflutung des Coriums auf der Grundlage der Messung zur Erkennung eines Reaktorbehälterdurchbruchs (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 hinsichtlich Brand, interner Überflutung und Erdbeben auf den neuesten Stand der Technik 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 ausgelöst 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 des untersuchten Einfalls, indem die Folgen der Unfallszenarien nach Freisetzungskategorien zusammengefasst werden – nach demselben 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 keinen wesentlichen Einfluss auf die bei der Bewältigung eines Unfalls mit Kernschmelze berücksichtigten Materialien hat, da die Verteilung der verschiedenen untersuchten Freisetzungsriskiken den Größenordnungen der EPS für interne Ereignisse N2 ähnelt.

Kurzfristig wird die Einschließung durch die Integrität der dritten Barriere gewährleistet und ermöglicht es, R1-Freisetzen 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 der GP EPS durchgeführte Untersuchung:

- In Anwendung der von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase der 4.RP 900, schützt EDF die Komponenten der „Breitbereichs“-Messkette für den Druck im Sicherheitsbehälter, die sich in den Hauptschalträumen des Sicherheitspfads B befinden (TCDI0083), vor internen Beeinträchtigungen.
- 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 die Stromversorgung und Steuerung der für die „Noyau Dur“-Einspeisung erforderlichen Ventile mithilfe einer Selbstüberwachungszelle (TCDI19070).

Frühe Freisetzen (R1)

Die Hauptrisikofaktoren für R1-Freisetzen 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-Freisetzen in der Größenordnung von einigen^{10⁻⁷} pro Jahr und Reaktor.

Durchbohrtes Fundament (RP)

Die Hauptursachen für das RP-Freisetzungsrisko ergeben sich aus Brandszenarien im Elektroraum, während der Reaktor in Betrieb ist.

Die RP-Freisetzen 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 Unfallminderungsline bei Kernschmelze im Falle einer internen Störung in den elektrischen Räumen des Kanals A führt zu einem Risiko von RP-Freisetzen in der Größenordnung von einigen^{10⁻⁵} pro Jahr und Reaktor.

❖ EPS bei interner Überflutung N2

Die Ergebnisse der EPS zur internen Überflutung 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 Messkette vor internen Einflüssen

„Breitband“-Messkette für den Druck im Sicherheitsbehälter, die sich in den wichtigsten elektrischen Räumen des Sicherheitspfads B befinden (TCDI0083), vor Einwirkungen internen Ursprungs.

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. Durchbohrte 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-Bodenplatte liegt in der Größenordnung von einigen 10^{-7} pro Jahr und Reaktor.

❖ EPS Erdbeben N2

Die Ergebnisse der Erdbebensicherheitsprüfung (EPS) sowie die sich daraus möglicherweise ergebenden Änderungen werden im Abschnitt über die blockbezogenen Studien dargestellt, da sie standortabhängig sind.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Block-spezifischer Abschnitt 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly

Besonderheiten des Blocks

Da das Risiko einer Kernschmelze infolge eines Erdbebens am Standort Dampierre-en-Burly als gering eingeschätzt wird, wurde es nicht für notwendig erachtet, das Risiko von Freisetzungen für dieses Ereignis zu quantifizieren, das am Standort Dampierre-en-Burly als sehr gering eingeschätzt wird.

Zusammenfassung des Zustands des

Blocks Änderungen:

- PNPE1068 Band A „Einrichtung einer „Noyau Dur“-Stromverteilung“,
- PNPE1279 „Schutz vor interner Überflutung der Räume der Trasse B im 4. Stock des Elektrikgebäudes – Bodensiphon“
- PNXX1746 „Erkennung von Behälterdurchbrüchen und Betrieb des Wasserstoffrekombinators bei erhöhter Temperatur“
- PNPE1073 „Einrichtung einer Hard-Core-Leittechnik für die bestehenden Anlagen“,
- PNPP1811 „Einrichtung eines EAS-ND-Systems zur Wassereinspeisung in den Primärkreislauf und zur Ableitung der Restleistung aus dem Reaktorbehälter“,
- PNPP1976 Band B „Einrichtung einer Vorrichtung zur Trockenverteilung und Stabilisierung des Coriums unter Wasser“,

wurden im Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPE1068 Band C „Einrichtung einer elektrischen Verteilung im Kernbereich“ wird im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4-RP 900 im Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly umgesetzt.

Die Änderungen:

- TCDI19070 „Einrichtung einer Auswechlösung für den Ausfall der LUU-Schalttafel“
- TCDI0083 „Schutz der Komponenten der „Breitbereichs“-Messkette für den Druck im Sicherheitsbehälter, die sich in den Hauptschalträumen des Sicherheitspfads B befinden“

werden im Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly im Rahmen der Phase B „Ergänzungen zu den Änderungen des 4-RP 900“ umgesetzt.

4.3 Fazit

Im Bereich der Unfallszenarien mit Kernschmelze verfolgt EDF einen Ansatz, der sowohl deterministische Studien (bis hin zur Berechnung der radiologischen Folgen) als auch probabilistische Studien (Bewertung der Risiken von Freisetzungen) 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 Bestimmung EAS-ND, die es ermöglicht, die Kühlung des Coriums im Reaktorbehälter oder außerhalb des Reaktorbehälters sicherzustellen und die Restleistung aus dem Reaktorbehälter abzuleiten, ohne auf eine Öffnung zurückgreifen zu müssen

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

der Druckentlastungs- und Filtervorrichtung des Reaktorbehälters,

- 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 Einrichtung 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 das 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



INHALT ABSCHNITT 5

Abschnitt 5: Konventionelle Risiken

5.1 Ziel238

5.2 Erfüllung des Ziels238

5.3 Fazit242

Abschnitt 5 – Vertragliche Risiken

5.1 Lernziel

Ziel: Beherrschung der Risiken herkömmlicher Unfälle

Der geänderte Erlass vom 7. Februar 2012, der sogenannte „*INB-Erlass*“, hat den Geltungsbereich des Nachweises der nuklearen Sicherheit auf die Risiken konventioneller Unfälle für die zu schützenden Interessen ausgeweitet. Der Begriff „*konventioneller Unfall*“ bezeichnet einen Unfall, der nicht-radiologische und/oder geringfügig radiologische Folgen haben kann⁴. Diese müssen durch die Beherrschung der folgenden Sicherheitsfunktionen gewährleistet werden:

- die Eindämmung gefährlicher und radioaktiver Stoffe,
- den Schutz von Personen und der Umwelt vor toxischen Wirkungen, Überdruckeffekten, thermischen Auswirkungen und den Auswirkungen von Projektileinschlägen.

5.2 Antwort

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 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.

⁴ Unfälle mit geringfügigen radiologischen Folgen betreffen bestimmte konventionelle Anlagen.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Für Auswirkungen über die Luft im Zusammenhang mit konventionellen Risiken gilt:

Die Auswirkungen der Gefahrenereignisse werden deterministisch und realistisch untersucht. Anhand der Charakterisierung der Intensität dieser Auswirkungen lässt sich feststellen, ob eine eingehende Risikoanalyse, wie in Schritt 3 beschrieben, erforderlich ist oder nicht.

Für nicht-radiologische 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 Auslegungstörfälle 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 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. Andererseits stellen als letzte Rückhalteinrichtungen vor der Einleitung in die Umwelt die letzten Rückhalteinrichtungen im SEO-Regenwassernetz und die damit verbundenen aktiven Einrichtungen 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,

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

- 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 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 Nachweis der Sicherheit unbedingt erforderlich sind, wichtige Elemente und Aktivitäten zum Schutz der Interessen (EIP und AIP) dar. Die durch diese Maßnahmen erfüllten Funktionen dürfen durch die Auslöser und die mit den ausgewählten Szenarien verbundenen Auswirkungen nicht beeinträchtigt werden. Die Anforderungen, die die EIP und AIP erfüllen müssen, sind somit definiert.

Die Ergebnisse der Studien 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 Dampierre-en-Burly

Besonderheiten des Blocks

In Anwendung des oben beschriebenen Vorgehens konnten durch die bisher für das Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly durchgeführte Studie Szenarien ermittelt werden, die potenzielle Auswirkungen auf die zu schützenden Interessen haben könnten:

In Bezug auf Risiken über die Luft:

- A1: Ein Szenario der Ausbreitung giftiger Ammoniakdämpfe infolge eines Dichtheitsverlusts am Ammoniaktank auf dem Entladeplatz der CTE-Anlage von Block 4. Es weist ein akzeptables Risikoniveau in Bezug auf die zu schützenden Interessen auf, sowohl bei der ungünstigsten als auch bei der wahrscheinlichsten Windrichtung.
- A2: Ein Szenario der Ausbreitung einer giftigen Chlorwolke infolge einer Vermischung unverträglicher Stoffe innerhalb der Anlage, die während eines Entladevorgangs an der Entsalzungsstation auftreten könnte. Es weist unter Berücksichtigung der Umsetzung von zwei Risikokontrollmaßnahmen ein tolerierbares Risikoniveau im Hinblick auf die zu schützenden Interessen auf. Die beiden Maßnahmen lauten wie folgt:

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

MMR 1-A2: „Überprüfung des Schlauchanschlusses am richtigen Anschlussstutzen“. Die Maßnahme besteht darin, zu überprüfen, ob der Schlauchanschluss tatsächlich dem zu befüllenden Tank entspricht, um eine unverträgliche Vermischung zu vermeiden, die zu einer giftigen Chlorausbreitung an der Entsalzungsanlage führen könnte

MMR 2-A2: Die von einer dritten Person durchgeführte unabhängige Kontrolle, die die Freigabe zum Entleeren ermöglicht, indem alle Elemente überprüft werden, um den reibungslosen Ablauf des Entleerungsvorgangs sicherzustellen.

- A3: Ein Szenario der Ausbreitung einer giftigen Gaswolke infolge einer Vermischung unverträglicher Stoffe zwischen verschiedenen Anlagen, die während eines Entladevorgangs an den beiden CTE-Anlagen, der Entmineralisierungsanlage und der Kläranlage auftreten könnte. Es weist unter Berücksichtigung der Umsetzung von drei Maßnahmen zur Risikokontrolle ein tolerierbares Risikoniveau im Hinblick auf die zu schützenden Interessen auf. Die drei Maßnahmen lauten wie folgt:

MMR 1-A3 (AIP 1-A3): Eine systematische Begleitung der Lkw vom Eingang des Kernkraftwerks bis zu den Bereichen, in denen sie erwartet werden, um Verwechslungen bei den Entladeplätzen zu vermeiden.

MMR 2-A3: „Kontrolle des angelieferten Produkts“: Die Maßnahme besteht darin, die Art des Produkts durch Prüfung der physikalisch-chemischen Eigenschaften einer entnommenen Probe für die CTE-Anlagen und die Entmineralisierungsanlage zu kontrollieren sowie das Produktdatenblatt des Transportunternehmens für die Kläranlage zu überprüfen.

MMR3-A3: Die von einer dritten Person durchgeführte unabhängige Kontrolle, die die Erteilung der Entladegenehmigung ermöglicht, indem alle Elemente überprüft werden, um den reibungslosen Ablauf der Entladung sicherzustellen.

Unfallfälle, mit Ausnahme der oben genannten Fälle, haben keine nicht-radiologischen Auswirkungen über die Standortgrenzen hinaus, und die möglichen radiologischen Folgen über die Luft sind im Hinblick auf die zu schützenden Interessen akzeptabel.

Der für die Szenarien A2 und A3 durchgeführte Risikominderungsansatz führt zur Festlegung von AIP. Diese AIP enthalten als festgelegte Anforderungen die zuvor identifizierten MMR. Es handelt sich um folgende AIP:

- Für das Szenario A2: die AIP 1 „Entladung gefährlicher Stoffe genehmigen“ mit den zuvor identifizierten MMR 1-A2 und MMR 2-A2 als zugehörige definierte Anforderungen.
- Für das Szenario A3: die AIP 2 „Begleitung des Tanklastwagens vom Eingang des Kernkraftwerks bis zum Entladeplatz, an dem die Lieferung erwartet wird, um eine unverträgliche Vermischung zwischen den Anlagen zu vermeiden“ mit der zuvor identifizierten MMR 1-A3 als zugehöriger Anforderung sowie die AIP 3 „Das Entladen gefährlicher Stoffe genehmigen“ mit den zuvor identifizierten zugehörigen Anforderungen MMR 2-A3 und MMR 3-A3.

Darüber hinaus wurde kein EIPr „Luftweg“ identifiziert.

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 zu erwarten sind.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Im Hinblick auf Risiken durch auslaufende Flüssigkeiten:

Um sich vor unbeabsichtigten Freisetzungen gefährlicher oder schwach radioaktiver flüssiger Stoffe in die Umwelt zu schützen, wird die Eindämmung der ausgetretenen Flüssigkeiten gewährleistet, wodurch die Risikokontrolle sichergestellt wird. Die Vorrichtungen, die diese Eindämmung gewährleisten, stellen EIPr für den „Wasserweg“ dar.

Im Rahmen der Anforderungen an das Compliance-Management in Bezug auf nicht-radiologische Risiken hat das Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly Studien in Auftrag gegeben, um seine Strategie zur Rückhaltung von Löschwasser (ohne Kumulierung mit Regenwasser) sowie im Falle eines Austritts oder eines Unfalls in Kombination mit Regenwasser gemäß Artikel 4.3.6 der Entscheidung Nr. 2013-DC-0360 zu verbessern. So wurden im Zusammenhang mit den „nicht eingedämmten Ableitungen“ materielle und organisatorische Änderungen umgesetzt, die sich aus den PTDA1678-Änderungen „Maßnahme Flüssigkeitseindämmung“ bezüglich der Arbeiten zur Eindämmung an der Quelle in den Gebäuden und den PNRL1952-Änderungen „Flüssigkeitseindämmung: Nicht eingedämmte Ableitungen Dampierre“, die es ermöglichten, die Änderungen an den Zweigen 7 und 9 des SEO-Netzes (System für in die Kanalisation abgeleitete Abwässer) zu bearbeiten. Diese Änderungen wurden vor dem 31.12.2023 umgesetzt. Darüber hinaus wurde der Studienbericht (Vorentwurf) zur Analyse der Machbarkeit der Eindämmung einer Freisetzung (infolge einer Handhabung oder eines Unfalls) bei gleichzeitigem Regenfall im Juni 2021 an die ASN übermittelt. Die in diesem Bericht vorgestellten technischen und wirtschaftlichen Analysen ermöglichten es, die zum jetzigen Zeitpunkt in Betracht gezogenen Lösungen zu definieren. Diese Analysen müssen in der Phase des endgültigen Vorentwurfs weiterentwickelt werden.

Die konventionellen Risiken, die das Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly für die zu schützenden Interessen darstellt, sind unter Kontrolle.

Zusammenfassung des Zustands des

Blocks Änderungen:

- PTDA1678 „Angelegenheit Flüssige Einschließung“
- PNRL1952 „Flüssigkeitsrückhaltung – Nicht abgeschlossene Ableitungen Dampierre“

wurden am Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

5.3 Fazit

Die Reaktoren der Baureihe CPY werden im Zuge der VD4-900-Abschaltungen schrittweise überprüft. Die Elemente, die zum Nachweis des Schutzes der Interessen gegenüber konventionellen Risiken beitragen, unterliegen ab dem 4-RP 900 dem EIP-Status.

Abschnitt 6: Querschnittsstudien

INHALT ABSCHNITT 6

Abschnitt 6: Querschnittsstudien

6.1 Sozio-organisatorische und menschliche Aspekte (SOH)	245
6.1.1 Vorstellung des Ansatzes	245
6.1.2 Umsetzung im Rahmen der vierten regelmäßigen Überprüfung	245
6.1.3 Schlussfolgerung	247
6.2 Anlagenprüfungen	247
6.2.1 Allgemeines	247
6.2.2 Vorgehensweise bei den Prüfungen.....	248
6.2.2.1 Prüfungen zur erneuten Zulassung	248
6.2.2.2 Spezifische zehnjährige Prüfungen.....	249
6.2.2.3 Zehnjahres-Wiederholungsprüfungen	250
6.2.2.4 Vorgeschriebene Prüfungen.....	252
6.2.2.5 Sonderprüfungen	253
6.2.3 Schlussfolgerung	254
6.3 Referenzunterlagen zu den Vorschriften.....	254

Abschnitt 6 – Querschnittsstudien

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 Veränderungen an der Anlage und im Betrieb 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 (Referenzrahmen) 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 periodischen Überprüfung

Allgemeiner Teil – Ebene

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 4. periodische Überprüfung 900 umgesetzte SOH-Ansatz berücksichtigt die kumulierten Problemstellungen der im Rahmen der TTS der 4. 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 wurden.

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.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

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 Fachbereiche des Kernkraftwerks unter Kontrolle sind. Dabei zeigte sich, dass die Bereiche Betrieb und Instandhaltung (vor allem Elektrik 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 übergreifenden Schulungsprogramms: Regelmäßige Besprechungen ermöglichen die Abstimmung zwischen dem Ingenieurwesen, der Schuleinrichtung 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 4RP 900 erlassenen Vorschrift [FOH-A] hat EDF die Fähigkeit der komplexen soziotechnischen Systeme, die seine Kernkraftwerke darstellen, bewertet, mit der Vielfalt realer Betriebssituationen fertig zu werden. Nach einer Überprüfung der verschiedenen vorhandenen Hebel im Hinblick auf die Ergebnisse der vor Ort durchgeführten Analysen und der geführten Gespräche zeigt die Analyse, welche Hebel bereits umgesetzt wurden oder derzeit umgesetzt werden, um die Komplexität der Situationen zu verringern und dem Betreiber die Aneignung der wesentlichen Änderungen zu erleichtern, die durch die 4-periodischen Überprüfungen mit sich bringen.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Spezifischer Teil zum Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly

Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly weist im Vergleich zum Zustand „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Es gibt keine Änderungen zu diesem Thema im Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly.

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 Anlagenprüfung

6.2.1 Allgemeines

Im Rahmen des⁴RP 900 und nach der Umsetzung der Änderungen und Weiterentwicklungen des Referenzrahmens muss die Sicherheit und Verfügbarkeit der Anlage sichergestellt werden. Diese im Rahmen der Tests durchgeführten Überprüfungen tragen dazu bei, die Konformität mit dem neuen, geltenden Referenzrahmen 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 Prüfungen

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 Vorlaufblock 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 Prüflitfaden 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 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 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 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.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Die Zehnjahresprüfungen für das 4-RP 900 werden gemäß der entsprechenden Methodik definiert, die auf folgenden Eingabedaten basiert: den Betriebserfahrungen (REX) der vorangegangenen Betriebsjahre für alle Stufen der Zehnjahresprüfungen, der Art der seit dem 3-RP umgesetzten Änderungen und der für das 4.⁽¹⁾ RP 900 (Phase A) geplanten Änderungen, die Liste der Erstinbetriebnahmeprüfungen der Stufe CPY, die mit dem 4. RP 900 verbundenen konzeptionellen Weiterentwicklungen sowie den Inhalt des Programms für regelmäßige Prüfungen der Stufe 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, gipfeln in der Durchführung des folgenden spezifischen TTS-Tests:

Prüfung der ordnungsgemäßen Funktion der neuen Stromverteilung, die vom Notstromaggregat gespeist wird

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 Dampierre-en-Burly

Die Analysen, die gemäß den sechs oben erläuterten Schwerpunkten durchgeführt wurden, gipfeln in der Durchführung folgender Versuche:

Test zur Kühlung des Brennelementbeckens durch die Anlage „PTR bis“

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.

Test zur Umstellung der EAS-ND-Pumpe auf Umwälzbetrieb über Sumpf

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;

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

- 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 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly**

Die Gesamtheit der alle zehn Jahre durchzuführenden regelmäßigen Prüfungen, deren Durchführung anlässlich des Stillstands VD4 vorgesehen ist, umfasst Folgendes:

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 Notversorgung der ASG:

Ziel ist es, die Funktionsfähigkeit der CEX-Pumpen zur Versorgung der GV zu überprüfen. Der Versuch verlief zufriedenstellend.

Nachspeisung der ASG-Abdeckung durch SER mittels Schwerkraft:

Ziel ist es, die Aufrechterhaltung der Leistungsfähigkeit 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.

Stromversorgung der DVL-Schaltkästen:

Ziel ist es, die Stromversorgung der DVL-Ventilatoren zu überprüfen. Der Test ist zufriedenstellend verlaufen.

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 verlief 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 ist zufriedenstellend verlaufen.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Druckentlastungs- und Filterkreislauf der Containment-Atmosphäre:

Ziel ist es, den Durchfluss der Druckentlastungs- und Filteranlage des Sicherheitsbehälters zu überprüfen. Der Test verlief zufriedenstellend.

Funktionsprüfung der Drucksensoren des Sicherheitsbehälters:

Ziel ist es, während des Containment-Tests die ordnungsgemäße Funktion der Sensoren zu überprüfen, die den Containment-Druck vom Kontrollraum aus messen. Der Test verlief zufriedenstellend.

Überprüfung des Sprühdurchflusses des Druckhalters:

Ziel ist es, zu überprüfen, ob die Wirksamkeit der normalen Sprühfunktion des Druckhalters den Erwartungen entspricht. Während des Tests entsprach das Kriterium für den Druckabfall im Druckerhaltersystem nicht den Erwartungen. Nach Auswertung der Ergebnisse hat die Nichteinhaltung dieses Kriteriums jedoch keine Auswirkungen auf die Sicherheit. Der Test ist daher unter Vorbehalt zufriedenstellend.

Manövrierbarkeitsprüfung des Deckels der RIS-Ventile im TPL:

Ziel des Tests ist es, die Manövrierfähigkeit der Ventilkappen der RIS-Akkumulatoren sicherzustellen, die Durchgängigkeit der Entlastungsleitungen zu gewährleisten und den Druckverlustkoeffizienten der Akkumulatoren zu überprüfen. Der Test ist zufriedenstellend.

Prüfung der Sicherheitsinjektion mit geringem Durchfluss an der Null-Durchfluss-Leitung:

Ziel ist es, den Einspeisungsdurchfluss der Pumpe zu überprüfen. Der Test verlief zufriedenstellend.

Überprüfung des Rückflussthroughflusses während des Gehäusetests:

Ziel ist es, den Rückführungsdurchfluss aus den Sammelbecken zum BR unter realen Bedingungen zu überprüfen. Der Test verlief zufriedenstellend.

Überprüfung 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.

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

Die folgenden vorgeschriebenen Prüfungen wurden im Rahmen des 4-RP 900 durchgeführt:

Regelmäßige Neuqualifizierung – Hydraulische Prüfung des Hauptprimärkreislaufs: Ziel ist es, die Druckfestigkeit des Hauptprimärkreislaufs zu überprüfen. Die Prüfung verlief zufriedenstellend.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Regelmäßige Wiederzulassung – Hydraulische Prüfung der Hauptsekundärkreisläufe:

Ziel ist es, die Beständigkeit der Hauptsekundärkreisläufe gegenüber dem Prüfdruck zu überprüfen.

Die Prüfungen sind zufriedenstellend verlaufen.

6.2.2.5 Sonderprüfungen

Gemäß der von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4RP 900 erlassenen Vorschrift [CONF-B-I] hat EDF der ASN Ende 2021 ein Programm für 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 Sonderprüfungen 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 ihres 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 des⁴RP 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 Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre 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 zehnjährige Prüfungen“ 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 Bezugsunterlagen zu den behördlichen

Vorschriften – Allgemeiner Teil – Baureihe

Gemäß den Anforderungen der Artikel 4 und 5 der Verordnung 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 während des Betriebs und die Änderungen an der Anlage berücksichtigen.

Im Rahmen des⁴RP 900 wurden die behördlichen Referenzunterlagen der CPY-Generation 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,

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

- 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 Betriebssituationen 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 Dampierre-en-Burly

Besonderheiten des Blocks

Die Untersuchungen zu den Sicherheitsmargen der Reaktorbehälter hinsichtlich eines plötzlichen Bruchs im Falle eines Kaltstosses, die im Hinblick auf die Analyse der Ergebnisse des PSI (Programm zur Überwachung der Strahlungseffekte) am Reaktorbehälter des 4.Reaktors des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly hat EDF dazu veranlasst, das Wasser im PTR-Behälter auf eine Mindesttemperatur von 25 °C zu erwärmen (MLDA1002). Durch die Erhöhung dieser Temperatur lässt sich der thermische Schock am Reaktorbehälter im Falle einer Sicherheitsinjektion unter Unfallbedingungen (APRP) verringern.

Zusammenfassung des Zustands

des Blocks Änderungen:

- PNPE1333 „Erdbebensicherung des Kerns des Hauptprimärkreislaufs, des Hauptsekundärkreislaufs und der DRR-Halterung“
- MLDA1002 „Beheizung der PTR-Abdeckung von DAM4 auf 25 °C“

wurden am Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Abschnitt 7: Beitrag des Kernbereichs zu den Zielen der Überprüfung

INHALT ABSCHNITT 7

Abschnitt 7: Beitrag des Kernteams zu den Zielen der Überprüfung

7.1 Ziele des Kernbereichs.....	260
7.2 Funktionale Architektur des Kernbereichs.....	261
7.2.1 Maßnahmen zur Verhinderung einer Kernschmelze.....	261
7.2.1.1 ASG ND	261
7.2.1.2 Gewählte Lösung zur Gewährleistung der Dichtungsintegrität der GMPP	263
7.2.1.3 Herabfallen der Trauben	263
7.2.1.4 Notzufuhr an den Dichtungen der Primärpumpenaggregate	264
7.2.1.5 Ventile des Druckhalters	265
7.2.2 Kraftstoff-Poolklappe und Zustand „Tank offen, Reaktorpool voll“	265
7.2.2.1 Untersuchte Ziele und Konfiguration	265
7.2.2.2 Wassernachfüllung in den Becken.....	266
7.2.2.3 Überwachung des Schwimmbadwasserstands	267
7.2.2.4 Vermeidung von Entleerungen.....	267
7.2.2.5 Vermeidung von Beschädigungen des Brennstoffbeckens durch herabfallende Lasten	268
7.2.2.6 Rückkehr zur Langzeitkühlung	269
7.2.3 Unfallminderung bei Kernschmelze	270
7.2.3.1 Ziel und Funktionsprinzipien	270
7.2.3.2 Zugehörige Bestimmungen	271
7.3 Unterstützende Funktionen.....	272
7.3.1 Notfall-Diesel (DUS).....	272
7.3.2 Stromverteilung im Kernbereich	273
7.3.3 Belüftung der Schalträume	274
7.3.4 Leittechnik für den Kernbereich	275
7.3.5 Wasserversorgung des Kernbereichs.....	276
7.4 Die Nukleare Schnellreaktionstruppe (FARN).....	277
7.5 Lokales Krisenzentrum	279
7.6 Dimensionierung des Kernteams im Hinblick auf Angriffe und deren Folgeeffekte.....	280
7.6.1 Erdbeben im Kernbereich.....	280
7.6.2 Externe Überschwemmung des Kernbereichs	282
7.6.3 Tornado (Kernbereich)	285
7.6.4 Durch Naturereignisse verursachte Auswirkungen am Standort, die über die Auslegung hinausgehen	286



ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

7.7 Schlussfolgerung288

Abschnitt 7 – Beitrag des Kernbereichs zu den Zielen der Überprüfung

Nach dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima-Daiichi am 11. März 2011 hat EDF in seinen ergänzenden Sicherheitsbewertungsberichten („RECS“) als Reaktion auf die Entscheidung der ASN vom 05.05.2011 die hohe Robustheit seiner Anlagen unter Berücksichtigung folgender Aspekte nachgewiesen:

- einer robusten ursprünglichen Auslegung mit Auslegungsspielräumen,
- eines Prozesses zur regelmäßigen Überprüfung, der alle 10 Jahre die Einbeziehung neuer Erkenntnisse und Erfahrungswerte ermöglicht, wobei die wichtiger Ereignisse jedoch 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 Brennstoffbeckens [...].
- 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 zu versorgen.
- Einrichtung einer landesweiten Nuklear-Schnelleinsatztruppe (FARN), die in der Lage ist, kompetente Teams für Betrieb, Wartung und Logistik entsenden kann [...]
- Im Hinblick auf die Bewältigung von Unfällen mit Kernschmelze: Untersuchung zur Erhöhung der Erdbebensicherheit der Filteranlagen für Ableitungen während 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 an seinen Anlagen in zwei aufeinanderfolgenden und sich ergänzenden Phasen durch:

- eine kurzfristige „reaktive“ Phase, die 2015 abgeschlossen wurde,
- eine mittelfristige Phase zur Einführung „nachhaltiger Maßnahmen“ bis zum Zeitpunkt „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.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

In diesem Zusammenhang tragen die von EDF im Rahmen des Industrieprogramms „Grand Carénage“ parallel zur vierten periodischen Überprüfung umgesetzten, sogenannten „Noyau Dur“-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 beider Blockdieselmotoren (als „H3“-Situation 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 für deren Einsatz ergänzt werden. Dies ermöglicht es,

- die Kernschmelze zu verhindern, indem die Kühlung des Reaktorkerns und die Ableitung der Restleistung aus dem Sicherheitsbehälter des Reaktorgebäudes, wenn der Primärkreislauf unter Druck gesetzt werden kann,
- Betriebsstrategien umzusetzen, die der Kühlung über den Sekundärkreislauf Vorrang einräumen und dabei die Integrität des Hauptprimärkreislaufs erhalten,
- 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 Öffnung der Entlüftungsvorrichtung,
- sicherzustellen, dass die Brennelemente nicht entlüftet werden, auch nicht während der Handhabung im Lagerbecken und in den Handhabungsräumen für die Brennstoffelemente,

Die zur Begrenzung radioaktiver Freisetzungen gewählten Maßnahmen 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 7.2 „Funktionale Architektur des Noyau Dur“ und 7.3 „Unterstützungsfunktionen“ vorgestellt.

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; dazu gehören insbesondere ein lokales Krisenzentrum (CCL) pro Standort sowie Anschlusseinrichtungen („Plugs“) für die mobilen Ressourcen 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 konstruktiven Maßnahmen (materielle Vorkehrungen des „Noyau Dur“) und den Resilienzmaßnahmen (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 Brennelementbecken.

Schließlich muss der harte Kern gegenüber den für ihn festgelegten äußeren Naturgefahren 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“-Maßnahmen wird zudem durch die ASN-Vorschriften [ND-A], [ND-B], [ND-C] im Rahmen der Prüfung der generischen Phase des ⁴RP 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“ festlegt.

7.2 Funktionale Architektur des „Noyau Dur“

7.2.1 Maßnahmen zur Verhinderung einer Kernschmelze

7.2.1.1 ASG ND

Generischer Teil „Lagerung“

Die Anlage 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 Anlage 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),

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

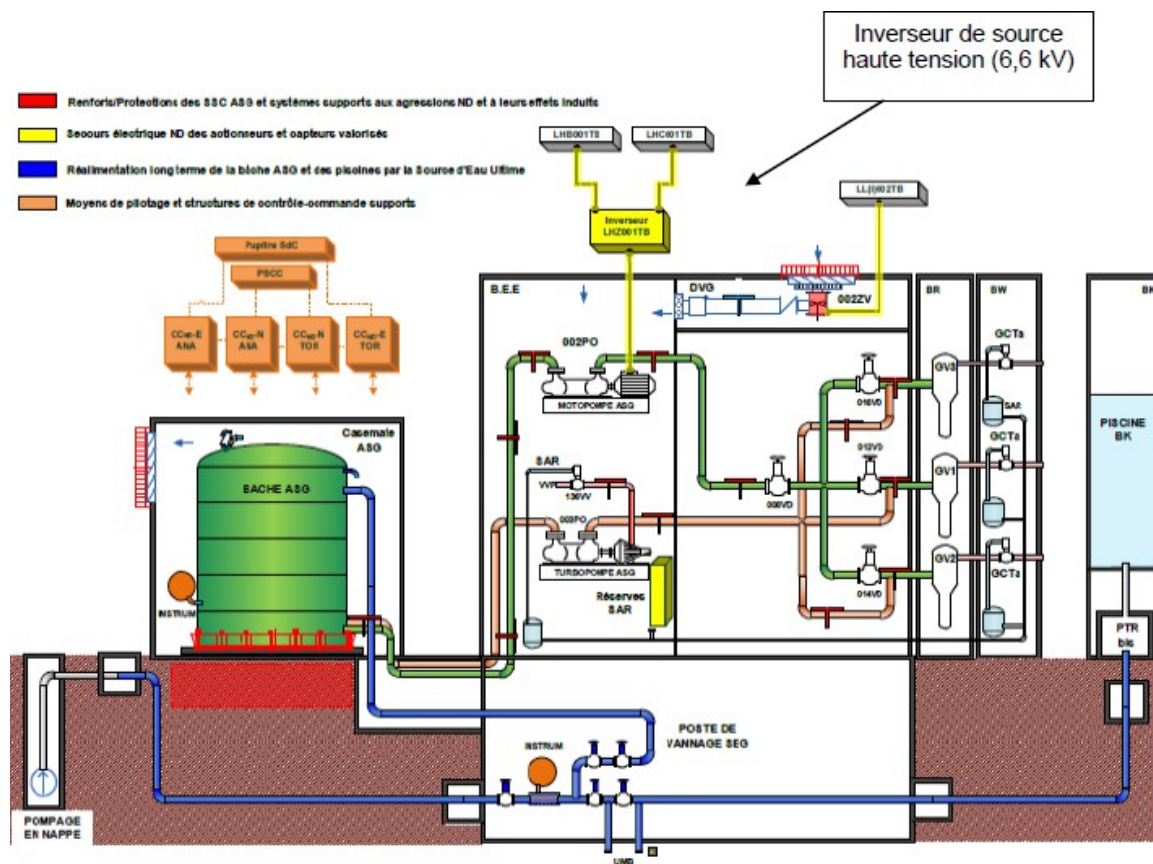
Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

- 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) zu versorgen.



Prinzipische Skizze der ASG-ND-Anordnung

Der Aspekt der „Luftautonomie“ für die Steuerung 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).

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Spezifischer Teil für Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly weist hinsichtlich des „Palier“-Zustands keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPE1289 „Wasserquelle für die Nachspeisung im Hard-Core-Zustand“ wurde am Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPE1258 „Einbau der ASG-ND-Vorrichtung und der festen Nachspeiseleitung für das Brennelementlagerbecken durch SEG“ wird im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration in Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly spätestens in Phase B vorgesehen ist.

Die Änderung TCDI0222 „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 – Ergänzung zum⁴RP 900 – umgesetzt.

7.2.1.2 Gewählte Lösung zur Gewährleistung der Dichtungsintegrität 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 an den Reaktoren des in Betrieb befindlichen Bestands installiert sind, sind nun alle mit Dichtung Nr. 1 mit Siliziumnitrid-Dichtscheiben und sogenannten „Hochtemperatur“-O-Ringe.

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: 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 Vorgangs PNPE1115 an den Kontrollraum weiterzuleiten.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

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 ein Hochdruck-Bor-Einspritzsystem zurückgegriffen wird (§7.2.1.4).

Schließlich hat EDF nachgewiesen, dass die Unterkritikalität des Reaktors auch bei einem unvollständigen Herabfallen bestimmter Steuerstäbe gewährleistet ist.

Spezifischer Teil zu Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly

Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly weist im Hinblick auf den „Palier“-Zustand keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPP1419 „Einführung eines automatischen Reaktorabschaltbefehls bei Erdbeben“ wurde im Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly vollständig umgesetzt. Die Auswirkungen dieser Änderung auf die Dokumentation wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPE1115 „Automatischer Reaktorabschaltbefehl bei Erdbeben und Meldung eines signifikanten Erdbebens, robust gegenüber einem Kernschmelzunfall“ wird im Rahmen der Phase B der Änderungen des⁴RP 900 im Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly umgesetzt.

7.2.1.4 Notversorgung für die Dichtungen der Primärpumpenaggregate

Allgemeiner Teil – Lagerung

EDF führt eine Notversorgungsmaßnahme für die Einspritzung an den 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 Dampierre-en-Burly

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly weist hinsichtlich des Stillstands Zustands keine Besonderheiten auf.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPE1427 „Einbau einer Einspritzpumpe an den Dichtungen der Primärpumpenaggregate ‚Kern‘ (PIJ-ND)“ wird im Rahmen der Phase B „Ergänzungen zu den Änderungen des 4-RP 900“ im Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly 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, 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 Dampierre-en-Burly

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly weist hinsichtlich des „Palier“-Zustands keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderungen PNPP1595 Band A und B „Austausch der SEBIM-Ventilköpfe“ wurden am Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

7.2.2 Bereich Brennstoffbecken und Zustand „Offener Reaktorbehälter, volles Reaktorbecken“

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.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Die Ausgangszustände des Reaktorblocks, die als Grundlage für die Festlegung der „Noyau Dur“-Maßnahmen dienen, 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 Brennelementbecken), 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“ im BR-Becken (PNPP1714/PNPE1289 und PNPE1258, vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7 – §7.2.1.1.) und dessen Dampfableitung (PNRL1803). Die Wasserzufuhr zum „Noyau Dur“ im BR-Becken erfolgt im Zustand „Stillstand zum Nachladen“ (APR) durch Schwerkraft aus dem Brennstoffbecken über das offen gelassene Übertragungsrohr. Die Absperrschleusen zwischen dem Behälterraum des BR-Beckens und dem Lagerraum des Brennstoffbeckens werden entfernt oder geöffnet. Die Türen der Schleuse 0 m (Ablasse für den im BR-Becken erzeugten Dampf) dürfen sich unter dem Einfluss des Dampfdruckes nicht wieder schließen können; zu diesem Zweck gewährleistet die Änderung PNRL1803, dass die BR-Schleuse im „Noyau Dur“-Zustand offen bleibt.

Blockspezifischer Teil für Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly weist hinsichtlich des „Palier“-Zustands keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPE1289 „Wasserquelle für die „Noyau Dur“-Nachspeisung“ wurde am Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNRL1803 „Einrichtung einer Wasser-Nachspeisung für den „Noyau Dur“ im Becken des Reaktorgebäudes und dessen Dampfableitung: Vorrichtung zur Offenhaltung der Schleuse BR 0 m“ wird im Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4-RP 900 umgesetzt.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Die Änderung PNPE1258 „Einbau der ASG-ND-Vorrichtung und der festen Nachspeiseleitung für das Brennelementlagerbecken mittels SEG“ wird im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration in Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly spätestens in Phase B vorgesehen ist.

7.2.2.3 Überwachung des Beckenfüllstands

Allgemeiner Teil „Palier“

Der Füllstand der Becken wird durch Füllstandsmessgeräte am Brennelementlagerbecken und am Becken des Reaktorgebäudes überwacht, die die Steuerung der Nachspeisung (Inbetriebnahme, Abschaltung, Regelung) ermöglichen: „Alles-oder-Nichts“-Füllstandsmessungen der Becken im Reaktorgebäude (PNPE1128) und im Brennelagerbecken (PNPP1907) sowie die analoge Füllstandsmessung des Brennelagerbeckens (PNPP1824).

Blockspezifischer Teil 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly weist hinsichtlich des Stillstandszustands keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPP1907 „Einrichtung eines diversifizierten mobilen Kühlsystems PTRbis“ wurde im Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly vollständig umgesetzt. Die Auswirkungen dieser Änderung auf die Dokumentation wurden berücksichtigt.

Die Änderungen:

- PNPE1128 „Alles-oder-Nichts“-Füllstandsmessungen im Becken des Reaktorgebäudes“,
- 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 Dampierre-en-Burly 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),

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

- 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.

Blockspezifischer Teil 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly weist hinsichtlich des Stillstandszustands keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des

Blocks Die Änderungen:

- PNPP1402 „Automatisches Schließen des PTR-Ansaugventils im Brennelementlagerbecken bei sehr niedrigem Füllstand“,
- PNPP1289 „Neudimensionierung des Siphonbrechers in der Druckleitung des Kühlsystems des Brennelementlagerbeckens“,
- PNPP1780 „Automatisierung der Entleerungsventile des Reaktorgebäudebeckens“,

wurden im Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

7.2.2.5 Verhinderung einer Beschädigung des Brennelementbeckens 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 Lastgegenstands, der das Becken beschädigen könnte, auszuschließen – sei es durch das „Herabfallen“ der Brennelementkassette während der Handhabung oder durch das Herabfallen der Transportverpackung des abgebrannten Brennstoffs.

❖ Herabfallen des Brennelementbündels 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.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Ergänzend zu diesen Vorkehrungen und außerhalb des „Noyau Dur“ setzt EDF ein ausfallsicheres Verfahren zur sicheren Positionierung der Brennstoffelemente ein, die sich während des Transports im Brennstoffbecken befinden, falls die Stromversorgung ausfällt (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 „Noyau Dur“-Stufe 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“.

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 Dampierre-en-Burly

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly weist hinsichtlich des „Palier“-Zustands keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPP1549 „Sichere Positionierung eines Brennelementbündels“ wurde im Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

Aufgrund der Auslegung der BK-Brücken und der Belademaschinen des Kraftwerks Dampierre-en-Burly gemäß dem SDD sind die Änderungen PNPP1913 „Verstärkung der BK-Brücken“ und PNPP1975 „Seismische Verstärkung der Belademaschine“ nicht erforderlich, um die Erdbebensicherheit der sicherheitsrelevanten Komponenten des Kerns nachzuweisen. Sie werden im Block 4 von Dampierre-en-Burly nicht integriert.

7.2.2.6 Zurück zur Langzeitkühlung

Allgemeiner Teil – Lagerung

Das „Noyau Dur“-Verfahren bei Situationen mit Kühlverlust im Brennelementbecken besteht darin, die Restleistung der im Brennelementbecken befindlichen Brennelemente – einschließlich derjenigen, die gerade umgeladen werden – durch Verdampfung abzuleiten, wobei diese mittels der „Noyau Dur“-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. Die Änderung „PTR bis“ (PNPP1907) wird in Abschnitt 3 beschrieben. Die Anordnung „PTR bis“ entspricht der Vorschrift [PISC-A-III], die von der ASN unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4RP 900 erlassen wurde.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Im APR-Zustand führt die Inbetriebnahme der Rückkühlung durch die Vorrichtung „PTR bis“ zu einem Durchfluss vom Brennelementbecken 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 – §7.2.1.1.). In diesem Fall ist eine Bor-Nachspeisung erforderlich, um ein potenzielles Risiko eines kritischen Rückflusses aus dem Kern in den Reaktorbehälter 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 Borkonzentration des Kerns im Reaktorbehälter liegt, und so die Borkonzentration im Brennelementbecken anzuheben, wodurch das Risiko einer heterogenen Verdünnung vor der Inbetriebnahme des PTRbis beseitigt wird.

Spezifische Angaben zu Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly weist im Hinblick auf den Stillstandszustand keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des

Blocks Die Änderungen:

- PNPP1907 „Entwicklung eines vielseitigen mobilen Kühlsystems PTRbis“,
- PNPE1289 „Wasserquelle für die Nachspeisung des Kerns“

wurden im Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt

7.2.3 Unfallminderung bei Kernschmelze

7.2.3.1 Ziel und Funktionsprinzipien

Der „Noyau Dur“ gewährleistet die Isolierung des Sicherheitsbehälters und verhindert Umgehungen dieser Barriere. 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 Reaktorbehälterbruchs bei einem der Reaktoren des Standorts.

Die Aufrechterhaltung des Containments 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, mit Wiederflutung des Reaktorbehälterschachts und des angrenzenden RIC-Raums nach Trockenausbreitung 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 bewerteten Maßnahmen des „Noyau Dur“ lauten wie folgt:

- EAS-ND (PNPP1811)
- Abfallmanagement bei Unfällen mit Kernschmelze (PNPP1541);
- Einrichtung einer Vorrichtung zur Trockenausbreitung und Stabilisierung des Coriums unter Wasser (PNPP1976 Band B);
- Verstärkung der Trennwände zwischen dem internen Kerninstrumentierungsraum (RIC) und dem Bereich der Auffangbecken am Boden des Sicherheitsbehälters des Reaktorgebäudes (PNPP1976 Band B);
- 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);
- 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 – Bauarbeiten an bestimmten Standorten (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.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Blockspezifischer Teil 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly weist im Hinblick auf den Stillstandszustand keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Es gibt keine Änderungen zu diesem Thema beim Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly.

7.3 Unterstützende Funktionen

7.3.1 Notstromdiesel (DUS)

Allgemeiner Teil „Palier“

Der Notdiesel gehört zu den neuen SSC des „Noyau Dur“. Seine Aufgabe ist es, die Funktionen, die dies erfordern, 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:

- Dieselgenerator mit Hilfsaggregaten,
- Hoch- und Niederspannungs-Stromverteilung, Notstromquellen und -batterien 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 Blockschaltanlage ermöglicht deren 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.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Blockspezifischer Teil für Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly

Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly weist hinsichtlich des „Palier“-Zustands keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPP1666 „Diesel für den Notfall“ wurde im Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly vollständig umgesetzt. Die Auswirkungen dieser Änderung auf die Dokumentation wurden berücksichtigt.

7.3.2 Stromverteilung im Kernbereich

Allgemeiner Teil „Lager“

Die von EDF gewählte Auslegung der Stromverteilung 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 Nachversorgungsmaßnahmen 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 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly weist hinsichtlich des „Palier“-Zustands keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Änderung PNPE1068 Band A „Einrichtung einer Stromverteilung für den Kernbereich“ wurde im Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPE1068 Band C „Einrichtung einer elektrischen Verteilung im Kernbereich“ wird im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4-RP 900 im Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly umgesetzt.

7.3.3 Aufteilung der Elektroräume

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 Bedienermaßnahme vor Ort, um diese bei hohen Außentemperaturen auf reinen Frischluftbetrieb 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 Abzugshauben installiert, die an das DVL-Netz angeschlossen sind (PNPE1070, vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2).

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, vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 2).

Der Überlebensbereich 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 im Überlebensbereich spezielle 220-V-Steckdosen installiert, die durch das DUS mit Notstrom versorgt werden (PNPE1412).

Blockspezifischer Teil für Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly weist im Hinblick auf den „Palier“-Zustand keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des

Blocks Die Änderungen:

- PNPE1118 „Erdbebensicherung der Belüftung der Batterieräume (DVE)“
- PNPE1070 „Verbesserung der Klimatisierung der DVL-MT-BT-Räume“

wurden am Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Die Änderung PNPE1412 „Einbau von 220-V-Steckdosen im Überlebensbereich, die über das DUS mit Notstrom versorgt werden“ wird im Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4-RP 900 umgesetzt.

Die Änderung PNPE1459 „Verbesserung der Langzeitkühlung bestimmter Räume des Elektrikgebäudes, darunter der Überlebensinsel, im Falle eines Ausfalls der Kältequelle“ wird im Rahmen der Phase B „Ergänzungen zu den Änderungen des 4-RP 900“ am Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly umgesetzt.

7.3.4 Leitsystem für den Kernbereich

Generischer Teil „Lager“

Das von EDF gewählte Konzept 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 Leittechnik in Frage zu stellen.

Die für die Leittechnik der Anlagen des Kernbereichs geltenden Bestimmungen erfüllen die Anforderungen an die Robustheit gegenüber Situationen im Kernbereich 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 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly weist im Hinblick auf den Stillstandszustand keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des

Blocks Die Änderungen:

- PNPE1073 „Einführung einer Hard-Core-Leittechnik für die bestehenden Anlagen“,
- PNPP1688 Band C „Einführung eines ‚Noyau Dur‘-Leitsystems für neue Anlagen“,

wurden am Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Die Änderung PNPP1688, Band D „Einführung einer Hardcore-Leittechnik für neue Anlagen“ wird im Rahmen der Phase B der Änderungen des⁴RP 900 im Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly umgesetzt.

7.3.5 Wasserquelle für den Kern

Allgemeiner Teil „Lager“

Die Wasserquelle für den Kernbereich ermöglicht die Wasserversorgung des ASG-Behälters der Sekundärkühlung des Kernbereichs sowie die Nachspeisung der Brennelementbecken. Diese Wasserquelle für den Kernbereich ist robust ausgelegt, um den aggressiven Medien im Kernbereich standzuhalten (siehe § 7.6).

Die Architektur der Kernwasserquelle (PNPP1714/PNPE1289 und PNPE1258) ist Teil der Gesamtarchitektur des Kern-Nachspeisungssystems, 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 Eingreifen der FARN,
- Qualität des Wasser : Rohwasser Rohwasser geeignet (ggf. gefiltert) mit den Betriebsmerkmalen der MPS ASG, die während 15 Tagen Betrieb.

Blockspezifischer Teil 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly weist hinsichtlich des „Palier“-Zustands keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Blockzustands

Die Änderung PNPE1289 „Wasserquelle für die Nachspeisung des harten Kerns“ wurde am Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderung wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPE1258 „Einbau der ASG-ND-Anlage und der ortsfesten Nachfüllleitung für das Brennelementlagerbecken durch SEG“ wird im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration in Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly spätestens in Phase B vorgesehen ist.

7.4 Die Nukleare Schnellreaktionstruppe (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-en-Burly 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) eintrifft. Die FARN kann zudem Umweltüberwachungssender mit Satellitenübertragung einsetzen.

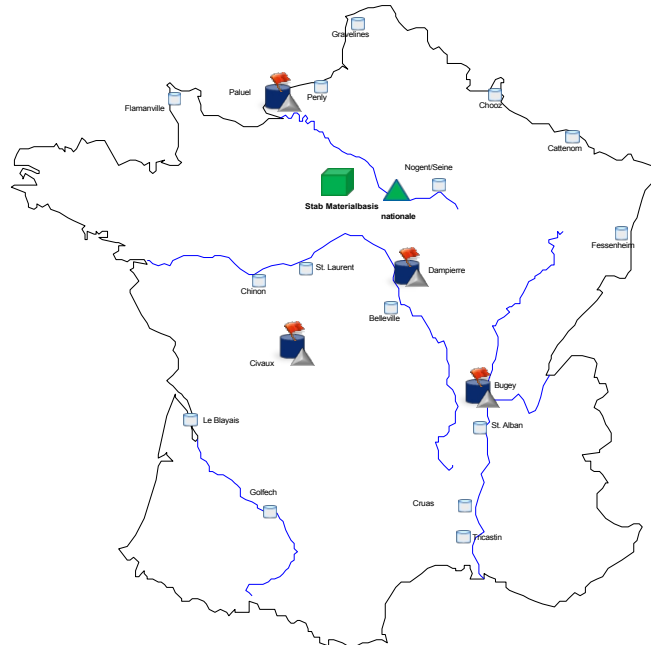
Die Unterstützungsaufgaben für den „Noyau Dur“ umfassen:

- 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 für die „Noyau Dur“-Versorgung (PNPP1714/PNPE1289 und PNPE1258, vgl. Teil I – Kapitel 2 – Abschnitt 7 – § 7.2.1.1.):
 - 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 – § 7.2.1.1.),
 - 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 Bereitstellung 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).

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Die FARN-Ressourcen verteilen sich auf vier regionale Stützpunkte (Bugey, Civaux, Dampierre-en-Burly, 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.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

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.

Spezifische Angaben zu Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly

Besonderheiten des Blocks

Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly weist hinsichtlich des Zustands „Palier“ keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die Bauarbeiten für das lokale Krisenzentrum des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly sind Gegenstand folgender Änderungen:

- PNPP1766 „Lokales Krisenzentrum Dampierre-en-Burly“,
- PNPP1683 „Weiterleitung von Blockdaten an das lokale Krisenzentrum“,

Diese Änderungen werden im Rahmen eines spezifischen Zeitplans umgesetzt, wobei die Integration in Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly spätestens bis Ende 2026 vorgesehen ist.

7.6 Auslegung des „harten Kerns“ auf Störfälle und deren Folgeeffekte

Der Kernbereich muss für extreme Einwirkungen ausgelegt sein (d.h. Einwirkungen, 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 im „Noyau Dur“

Allgemeiner Teil – Lagerung

❖ Das Risiko

Das für den Kernbereich zu berücksichtigende extreme Erdbebenniveau ist in den technischen Vorschriften ECS-ND7 der Entscheidungen Nr. 2014-DC-0395, 0398, 0401, 0402, 0406, 0411 und 0412 der französischen Atomaufsichtsbehörde vom 21. Januar 2014, die jeweils für die Standorte Blayais, Chinon, Cruas, Dampierre-en-Burly, Gravelines, St. Laurent und Tricastin gelten:

„Die Erdbebengefährdung, die bei den SSC des Kernbereichs zu berücksichtigen ist und durch ein Antwortspektrum definiert wird, muss:

- die Hüllkurve des um 50 % erhöhten Sicherheits-Erdbebens (SMS) des Standorts bilden,
- 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.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

❖ 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.

EDF hat als Reaktion auf die Vorschrift [AGR-F-III] ergänzende Studien durchgeführt und eine Liste der zu verstärkenden SSC erstellt, um höheren seismischen Gefährdungstufen 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 Sicherheitskritischen Komponenten (SSC) des Kerns, die Gegenstand eigener Projekte sind, wird ein gegenüber dem „SND“-Spektrum erhöhtes Spektrum zugrunde gelegt.

Spezifischer Teil zu Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly

Besonderheiten des Blocks

Das Erdbebenrisiko in Dampierre-en-Burly wurde gemäß der technischen Vorschrift ECS-ND7 der Entscheidung Nr. 2014-DC-00402 festgelegt. Das bewertete SND-Spektrum wird im für die Bauwerke des Kernkraftwerksbereichs relevanten Frequenzband weiterhin vom Bemessungsspektrum (SDD) abgedeckt. Der Nachweis der Erdbebensicherheit der SSC nach SND, für die eine seismische Anforderung besteht und die nach SDD nachgewiesen wurden, ist somit erbracht, ohne dass Robustheitsstudien erstellt werden müssen.

Bei den SSC, die nicht nach dem SDD bemessen wurden, wird eine Nachweisanalyse für das SND durchgeführt, um ihre Robustheit zu bestätigen.

EDF führt im Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre folgende Verstärkungsmaßnahmen durch:

- Robustheit der Belüftungssysteme des Kernbereichs gegenüber Erdbeben der Stufe SND und Tornados (PNPE1358),
- Verstärkung des Hauptprimärkreislaufs und des Hauptsekundärkreislaufs im SND-Betrieb (PNPE1333),
- Robustheit mehrerer für den Betrieb im „Noyau Dur“-Zustand erforderlicher Messketten gegenüber dem SND 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), Messungen zur Erkennung eines signifikanten Erdbebens sowie zur automatischen Reaktorabschaltung bei einem signifikanten Erdbeben (PNPE1115),

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

- RRB-Trassierung und Austausch der Füllstandsmessungen der PTR-Abdeckung (PNPE1336),
- Verbesserung der elektrischen Isolierung zwischen der Polaritätseinheit und den TOR-Eingängen des KIT (PNPP1925)

Bestandsaufnahme des Zustands des

Blocks Die Änderungen:

- PNPE1333 „Erdbebensicherung des Kerns des Hauptprimärkreislaufs, des Hauptsekundärkreislaufs und der DRR-Halterung“,
- PNPP1907 „Einrichtung eines diversifizierten mobilen Kühlsystems PTRbis“

wurden am Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderungen:

- PNPE1115 „Automatischer Reaktorabschaltbefehl bei Erdbeben und Meldung eines signifikanten Erdbebens, robust gegenüber einem Erdbeben mit Kernschmelze“
- PNPE1128 „Alles-oder-Nichts-Füllstandsmessungen im Reaktorbecken“,
- PNPE1298 „Robustheit gegenüber einem Hard-Core-Erdbeben der Informationen zur Wirksamkeit der Hochdruckborierung“,
- PNPE1305 „Einführung einer gegen ein Hard-Core-Erdbeben robusten Erkennung einer H1-Situation“,
- PNPE1336 „RRB-Trassierung und Austausch der Füllstandsmessungen der PTR-Abdeckung“,
- PNPP1824 „Ergänzung einer analogen Füllstandsmesskette für das BK-Brennstoffbecken“,
- PNPE1358 „Erhöhung der Robustheit der Belüftungssysteme des Kernbereichs gegenüber SND und Tornados“,
- 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 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly umgesetzt.

Die Änderung PNPE1386 „Einrichtung einer Sumpfmessstelle im Reaktorgebäude“ wird im Rahmen der Phase B „Ergänzungen zu den Änderungen des 4-RP 900“ im Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly umgesetzt.

7.6.2 Externe Kernüberflutung

Allgemeiner Teil – Maschinenraum

❖ 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 Zusammenbruchs von Wasserbauwerken auf der Plattform (im Rahmen der durch das Erdbeben verursachten Auswirkungen).

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Externe Überschwemmungen im Zusammenhang mit dem Anstieg des Wasserstands der Kaltwasserquelle

Bei externen Überschwemmungen im Zusammenhang mit dem Anstieg des Wasserstands der Kaltwasserquelle 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, resultierend aus einer pauschalen Erhöhung des gemäß dem ASN-Leitfaden Nr. 13 ermittelten Referenzpegels, unter Berücksichtigung der Auswirkungen eines hundertjährigen Seegangs, der sich auf den so erhaltenen statischen Wasserstand auswirkt,
- Auswirkungen eines Erdbebens der Stufe SND auf die an den Standort angrenzenden Kanaldämme (Sonderfall des Kernkraftwerks Tricastin),
- mehrfache Dammbüche stromaufwärts des Standorts infolge eines Erdbebens für die betroffenen Flusstandorte.

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 Referenzwerte hinausgeht und zum Einsturz von Wasserbauwerken auf der Plattform führt.

❖ **Mit der Überschwemmung verbundene Naturphänomene**

Extremer Wind

Die Winde, die mit externen Hochwassersituationen 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 beinhaltet 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).

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

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 äußeren Schutz (z. B. Deiche), der die Standorte schützt. Niedriger Nahschutz

Der untere 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 Dieselmräume 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 Dieselmgebäude. Er besteht zum einen darin, den Umfang des Kernkraftwerksblocks im Bereich des volumetrischen Schutzes außerhalb der Dieselmräume 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 Dieselmräume 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 Kaltwasserquelle 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.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Deiche an Standorten am Flusssufer

Um ein Überlaufen der Kühlwasserquelle abzudecken, das durch ein Erdbeben verursacht werden könnte, das die Auslegungsgrenzen überschreitet, wurden für die Standorte „am Flusssufer“ 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 Dampierre-en-Burly

Besonderheiten des Blocks

- Niedriger Nahschutz:

Für das Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly gewährleistet der untere Nahschutz den Schutz der SSC „Noyau Dur“ bei externen Hochwasserszenarien, die zu einem direkten Wassereintritt auf die Plattform führen.

- Hoher Nahschutz:

Die Einrichtung eines hohen Nahschutzes (PNPP1883) ist im Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly erforderlich, um den Schutz der Gebäude, in denen sich die SSC Noyau Dur befinden, bei Szenarien eines Überlaufs der Kaltwasserquelle zu gewährleisten.

Zusammenfassung des Zustands

des Reaktorblocks Änderungen:

- PNPP1675 „Schutzmaßnahmen gegen extreme Überschwemmungen durch direktes Überlaufen auf das Reaktorplattformgelände“,
- PNPP1883 „Nahschutz des Kerns vor externen Überschwemmungen“,

wurden am Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

7.6.3 Tornado im Kernbereich

Allgemeiner Teil „Lagerung“

❖ 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 Festlegung:

- einen Tornado der Intensität EF3 auf der Enhanced-Fujita-Skala (EF) an den Standorten Blayais, Chinon, Saint-Laurent, Dampierre-en-Burly, Tricastin und Cruas;

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

- 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-Projekts ist Gravelines.

❖ Umgesetzte Schutzmaßnahmen

Die Änderungen sind spezifisch für jede der zu schützenden Anlagen oder zu verstärkenden Strukturen (PTR-Plänen, 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 Gefahrenquellen für die EIPS auf dem Dach der DUS werden (PNPE1481).

Spezifischer Teil zu Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly weist im „Palier“-Zustand keine Besonderheiten auf.

Zusammenfassung des Zustands des

Blocks Die Änderungen:

- PNPE1119 „Passiver Schutz des Kernkraftwerksgeländes vor Tornados“,
- PNPE1358 „Erdbebensicherheit des Kernbereichs und Tornado-Sicherheit der Belüftungssysteme des Kernbereichs“,
- 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 Dampierre-en-Burly umgesetzt.

7.6.4 Auswirkungen natürlicher Phänomene auf den Standort, die über die Auslegung hinausgehen

Allgemeiner Teil – Lagerung

Der „Noyau Dur“ muss gegenüber den potenziell auftretenden Auswirkungen der berücksichtigten „Noyau Dur“-Einwirkungen robust sein: Die potenziell durch den Ausfall von Nicht-„Noyau Dur“-Ausrüstung infolge eines der berücksichtigten Naturphänomene verursachten Auswirkungen dürfen die Funktionen des „Noyau Dur“ nicht beeinträchtigen.

Die berücksichtigten Auswirkungen sind folgende Phänomene:

- Laststurz,
- Stöße von anderen Komponenten und Strukturen,
- direkte Schwingungsausbreitung von Hochdruckrohrleitungen,
- Überschwemmung,

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

- 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 „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 Erreichung 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 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly

Besonderheiten des Blocks

Aufgrund der Auslegung der Polbrücken des Kraftwerks Dampierre-en-Burly gemäß dem SDD ist die Änderung PNPP1898 „Verstärkung der Polbrücke für das Erdbeben ‚Noyau Dur‘“ nicht erforderlich, um die Erdbebensicherheit der sicherheitsrelevanten Komponenten des Kerns „Noyau Dur“ nachzuweisen. Sie wird daher nicht in Block 4 von Dampierre-en-Burly integriert.

Die Änderungen:

- PNRL1917 „Änderungen zur Berücksichtigung der induzierten Auswirkungen auf mechanische Ausrüstungen“,
- PNPE1395 „Änderungen zur Berücksichtigung induzierter Auswirkungen auf mechanische Anlagen“,

sind für Dampierre-en-Burly angesichts des geringen SND-Niveaus nicht anwendbar. [Bilanz zum Zustand des Blocks](#)

Es gibt keine Änderungen zu diesem Thema für Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly.

7.7 Fazit

Die nach dem Unfall im Kernkraftwerk Fukushima-Daiichi erfolgte Einführung eines „harten Kerns“ aus materiellen und organisatorischen Maßnahmen stärkt die Robustheit der Anlagen der Baureihe CPY gegenüber Extremsituationen, die potenziell aus einer externen Bedrohung des „harten Kerns“ 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 (der 4.) RP 900. Sie ermöglichen es, die Freisetzung 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 (vgl. 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

TEIL II: NACHTEILE

KAPITEL 1: KONFORMITÄT	292
Abschnitt: Beurteilung der Situation der Anlage im Hinblick auf die für sie geltenden Vorschriften für sie gelten	294
KAPITEL 2: NEUBEWERTUNG	360
Abschnitt: Aktualisierung der Bewertung der Nachteile, die das Kernkraftwerk für die geschützten Interessen mit sich bringt	361
Fazit zum Abschnitt „Nachteile“	382

0. ZIELE UND VORGEHENSWEISE BEI DER REGELMÄSSIGEN ÜBERPRÜFUNG DER NACHTEILE

Gemäß Artikel L.593-18 des Umweltgesetzbuchs: *„Diese Überprüfung muss es ermöglichen, den Zustand der Anlage im Hinblick auf die für sie geltenden Vorschriften zu bewerten 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, der Stand des Wissens und die für ähnliche Anlagen geltenden Vorschriften zu berücksichtigen sind.“*

Der erste Teil der regelmäßigen Überprüfung der Nachteile ermöglicht es, *„den Zustand der Anlage im Hinblick auf die für sie geltenden Vorschriften zu bewerten“*. Diese Beurteilung stützt sich auf die Organisation der Anlage zur Beherrschung der von ihr ausgehenden Nachteile für die geschützten Interessen sowie zur Gewährleistung ihrer Konformität mit den für sie geltenden Vorschriften und auf die Bilanz der in den letzten zehn 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 Kernkraftwerks sowie am Kernkraftwerk selbst (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;
- eine 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 des Kernkraftwerks.

KAPITEL 1: KONFORMITÄT

INHALTSVERZEICHNIS VON KAPITEL 1

KAPITEL 1: KONFORMITÄT

Abschnitt: Bewertung des Zustands der Anlage im Hinblick auf die für sie geltenden Vorschriften für sie gelten	294
1.1 Lage und Organisation der Anlage	295
1.1.1 Die Anlage und die Beherrschung der Nachteile	295
1.1.1.1 Vorstellung der Anlage	295
1.1.1.2 Darstellung der Nachteile, die die Anlage für die geschützten Interessen mit sich bringt	296
1.1.1.3 Darstellung der Maßnahmen zur Bewältigung der Nachteile im Hinblick auf den Schutz der Interessen	296
1.1.1.3.1 Umweltmanagement	296
1.1.1.3.2 Optimierung der Abwasser- und Abfallentsorgung	296
1.1.1.3.3 Umweltüberwachung	297
1.1.1.3.4 Erhaltung der Artenvielfalt	298
1.1.2 Einhaltung der Vorschriften	300
1.1.2.1 Anwendbare Rechtsvorschriften	302
1.1.2.2 Sicherstellung der Einhaltung gesetzlicher Vorschriften	302
1.2 Auswertung der während des Betriebs gewonnenen Erfahrungen	311
1.2.1 Analyse wesentlicher Ereignisse	311
1.2.2 Übereinstimmung der PSA mit den festgelegten Anforderungen	316
1.2.3 Ergänzende Kontrollen an Anlagen zur Abwasserbehandlung und Abfallaufbereitung	316
1.2.4 Bewältigung von Beeinträchtigungen zum Schutz der Interessen	318
1.2.4.1 Bilanz der Wasserentnahmen und des Wasserverbrauchs	318
1.2.4.2 Bilanz der Abwasserableitungen	319
1.2.4.2.1 Bilanz der Einleitung radioaktiver Abwässer	320
1.2.4.2.2 Bilanz der Einleitungen chemischer Abwässer	328
1.2.4.3 Bilanz der Wärmeabgaben	341
1.2.4.4 Abfallbilanz	342
1.2.4.4.1 Bilanz der radioaktiven Abfälle	343
1.2.4.4.2 Bilanz der konventionellen Abfälle	351
1.2.4.5 Belästigungen	356
1.3 Fazit	358

Abschnitt: Beurteilung der Situation der Anlage im Hinblick auf die für sie geltenden Vorschriften

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Abschnitt – 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 (CNPE) Dampierre-en-Burly befindet sich auf dem Gebiet der Gemeinde Dampierre-en-Burly (siehe Abbildung 1) am rechten Ufer der Loire im Département Loiret (45).

Die wichtigsten Ortschaften in der Nähe des Kernkraftwerks sind Gien, etwa 9 km süd-südöstlich, Sully-sur-Loire, etwa 11 km nord-nordwestlich, und Montargis, etwa 33 km nord-nordöstlich. Das Kernkraftwerk liegt etwa 49 km südöstlich von Orléans.

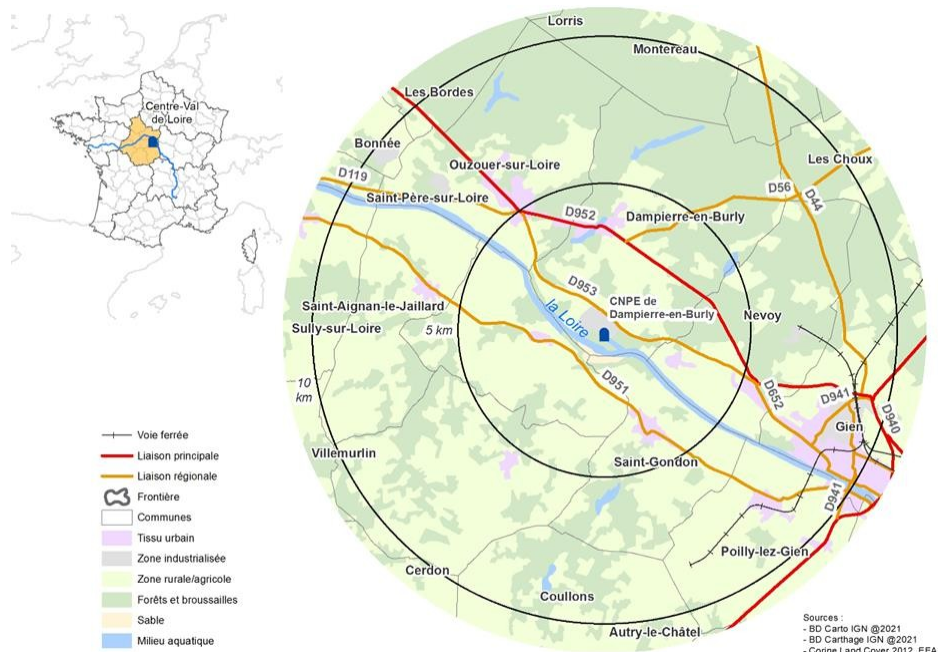


Abbildung 1: Lage des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly

Das Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly umfasst zwei Kernkraftwerksanlagen:

- die INB Nr. 84, bestehend aus zwei gekoppelten Druckwasserreaktoren (REP) (Reaktoren Nr. 1 und Nr. 2) mit einer elektrischen Leistung von jeweils 900 MWe;
- die Kernkraftanlage Nr. 85, bestehend aus zwei gekoppelten Druckwasserreaktoren (REP) (Reaktoren Nr. 3 und Nr. 4) mit einer elektrischen Leistung von jeweils 900 MWe.

Diese beiden Kernkraftwerke erstrecken sich über eine Fläche von 76 Hektar; sie werden in einem sogenannten „geschlossenen“ Kreislauf mittels eines Luftkühlers pro Reaktor gekühlt, dessen Wassernachspeisung durch Entnahme von Wasser aus der Loire erfolgt.

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, dem sogenannten INB-Erlass, „umfassen die Nachteile [...] einerseits 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 Vibrationen, 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 Dampierre-en-Burly für die geschützten Interessen darstellten, stehen im Zusammenhang mit:

- Wasserentnahmen und -verbrauch;
- Einleitung radioaktiver und chemischer Abwässer;
- Wärmeeinleitungen;
- radioaktiven und konventionellen Abfällen;
- Belästigungen durch die Ausbreitung pathogener Mikroorganismen;
- Belästigungen durch Lärmemissionen.

1.1.1.3 Vorstellung 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 14 001“ zertifizierten Umweltbereich umfasst. Die letzte Zertifizierung aller Kernkraftwerke gemäß der Norm ISO 14 001 (Fassung 2015), einschließlich des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly, erfolgte im Mai 2021.

Das Umweltmanagement der Kernkraftwerke fällt unter den Prozess „Verbesserung und Überwachung der Umweltleistung“ des Managementsystems (SMI) des jeweiligen Kernkraftwerks. Ziel dieses Prozesses ist es, Umweltauswirkungen zu identifizieren, zu vermeiden und zu kontrollieren sowie zur kontinuierlichen Verbesserung der Umweltleistung unter Einhaltung der Umweltvorschriften beizutragen. Die Geschäftsleitung jedes Kernkraftwerks gewährleistet die strategische Steuerung des Umweltmanagements, und jeder Geschäftsbereich trägt auf seiner Ebene zur Eindämmung 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.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Die Personalabteilungen der Kernkraftwerke sind für die Steuerung des Kompetenzmanagementprozesses verantwortlich. Das Personal wird 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 dem steigenden Volumen der erfassten Daten Rechnung zu tragen und den Entwicklungsbedarf im Zusammenhang mit der Integration neuer gesetzlicher und normativer Anforderungen zu decken, wurde beschlossen, diese Anwendungen durch ein neues Informationssystem für Emissionen und Umwelt im Nuklearbereich von EDF (SIRENe) zu ersetzen.
- Die Einführung dieses Informationssystems in allen Kernkraftwerken begann 2019 und wurde 2022 abgeschlossen; im Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly ist das System seit Juni 2019 in Betrieb. Das Tool wird regelmäßig aktualisiert, um es weiter zu verbessern.
- Darüber hinaus hat EDF für seine nuklearen Aktivitäten eine Überarbeitung seines Umweltreferenzrahmens eingeleitet, um die Betriebsabläufe an den Kernkraftwerksstandorten 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 Dampierre-en-Burly 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.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

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. Die 2018 aktualisierten PBES für die TEU-Verdampfer der 900-MWe-Anlage fassen die Instandhaltungsmaßnahmen zusammen, die in zwei Kategorien unterteilt sind:
 - Regelmäßige Inspektionen, die aus einer äußeren und inneren Überprüfung der Verdampfer sowie einer äußeren Überprüfung und Funktionsprüfung der Sicherheitsvorrichtungen (häufig 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

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

(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 Ableitungen oder der Umwelt, um Untersuchungen und, falls erforderlich, Präventionsmaßnahmen (z. B. Einstellung der Ableitung) einzuleiten.

EDF führt regelmäßig Maßnahmen zur Verbesserung der Ausrüstung im Zusammenhang mit der Umweltüberwachung durch. So konnten durch Projekte, die auf Ebene des französischen Kernkraftwerksparks 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 in den 5- und 10-km-Umkreisen). 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, im Oberflächenwasser 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.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

So führt jedes Kernkraftwerk jährlich unter der Aufsicht der ASN mehr als 20.000 Messungen durch, deren Ergebnisse an die Behörden weitergeleitet 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 17 025;
- das erfolgreiche Bestehen eines Ringversuchs (EIL), 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 Messungen der Radioaktivität 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 (Hydrobiologie) 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 im Hinblick 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 zugänglichen und wettbewerbsfähigen Energie in Einklang zu bringen.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

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.

In diesem Zusammenhang hat das Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly von EDF seit 2019 Bienenstöcke auf dem Gelände des Kraftwerks aufgestellt. Ein Imker kümmert sich um die Betreuung der Bienenstöcke und unterstützt das Kernkraftwerk bei Veranstaltungen und Sensibilisierungsmaßnahmen rund um das Thema Bienen.

Die Kernenergiebranche verfügt 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 der Kernkraftwerke strukturiert.

In diesem Zusammenhang wurde für das Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly eine Vorabdiagnose auf der Grundlage einer Studie erstellt, die 2018 von einem naturkundlichen Planungsbüro anhand von Literaturdaten und Feldinventaren durchgeführt wurde, um bemerkenswerte Naturräume, natürliche Lebensräume sowie bemerkenswerte Fauna und Flora zu identifizieren.

Bei den verschiedenen Besichtigungen durch die Naturwissenschaftler des Ingenieurbüros wurden die natürlichen Lebensräume, die Flora sowie Vögel, Amphibien, Reptilien, Säugetiere und Insekten erfasst. Diese Bestandsaufnahmen fanden zu Zeitpunkten statt, die für die Beobachtung der verschiedenen Flora- und Fauna-Kompartimente günstig waren (Juni 2018), wobei für jedes der untersuchten Kompartimente geeignete Methoden angewendet wurden. Es wurde eine gezieltere Suche nach bemerkenswerten Arten (geschützte und/oder für das Naturerbe bedeutsame Arten: bedrohte und für ZNIEFF⁵maßgebliche Arten) sowie nach invasiven Arten durchgeführt.

Die Ergebnisse dieser Studie lauten wie folgt:

- Das Gelände des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly liegt am Ufer der Loire (rechtes Ufer) und besteht aus anthropogen geprägten und naturnahen Lebensräumen. Vor allem im nördlichen Teil grenzt er an landwirtschaftliche Flächen, die für Getreideanbau, Gemüseanbau und Gartenbau genutzt werden. Im südwestlichen Teil umfassen die Auenwälder Weich- und Harthölzer. Im östlichen Teil handelt es sich um Eichen-Hainbuchen-Wälder in der Ebene.
- Zahlreiche mehr oder weniger zersplitterte Brachflächen ermöglichen die Entwicklung von Brachland-Krautarten.

⁵ Naturgebiet von ökologischem, faunistischem und floristischem Interesse.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

- Zudem gibt es natürliche Lebensräume von gemeinschaftlichem Interesse, nämlich: Trockenrasen, Weiden-Auwälder sowie Mischwälder aus Eichen, Ulmen und Eschen an den großen Flüssen. Sie befinden sich zwischen dem Kernkraftwerk und der Loire im Westen und Osten. Die Trockenrasen werden insbesondere durch die zu ihrer Pflege eingerichtete Beweidung erhalten.
- Dieses Grundstücksgebiet beherbergt am Ufer der Loire neben den Auenwäldern auch Feuchtgebiete, die im Hinblick auf Fauna und Flora ökologisch bedeutsame Lebensräume darstellen: feuchte Ufervegetation (Schilfgürtel).
- In floristischer Hinsicht sind sieben bemerkenswerte Arten zu verzeichnen, darunter eine regional geschützte Art (Netzblättrige Lupine), sowie invasive exotische Pflanzen, von denen einige nachweislich invasiv sind.
- In faunistischer Hinsicht lassen sich bemerkenswerte Arten zählen, darunter mehrere auf nationaler Ebene geschützte Arten. Die wichtigsten faunistischen Herausforderungen auf dem Gelände betreffen Vögel, die mit dem aquatischen Lebensraum in Verbindung stehen (Fischadler, Seidenreiher, Flussschwalbe, Lachmöwe, Kiebitz und Silbermöwe), aber auch Amphibien (Riesenkröte). Es ist anzumerken, dass keine invasiven Tierarten vorkommen.

Die ökologischen Herausforderungen auf dem Gelände des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly konzentrieren sich auf die nicht industrialisierten Bereiche des Kraftwerks, in denen jedoch weiterhin umfangreiche Pflegearbeiten erforderlich sind.

Die Lebensräume mit ökologischer Bedeutung befinden sich außerhalb des Kernkraftwerks, auf dem übrigen Gelände, am Ufer der Loire, auf relativ großen Flächen mit natürlicher Nutzung (Auenwälder), die hochwertige ökologische Korridore bilden.

1.1.2 Einhaltung der Vorschriften

1.1.2.1 Anwendbare Rechtsvorschriften

Im Jahr 2006 wurde mit dem Gesetz

„TSN“ vom 13. Juni 2006 eine Neugestaltung des rechtlichen Rahmens für die INB eingeleitet, die seitdem im Umweltgesetzbuch kodifiziert ist. Dieses Gesetz wurde durch mehrere Durchführungsverordnungen und Erlasse gemäß der in Abbildung 2 dargestellten Hierarchie präzisiert.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

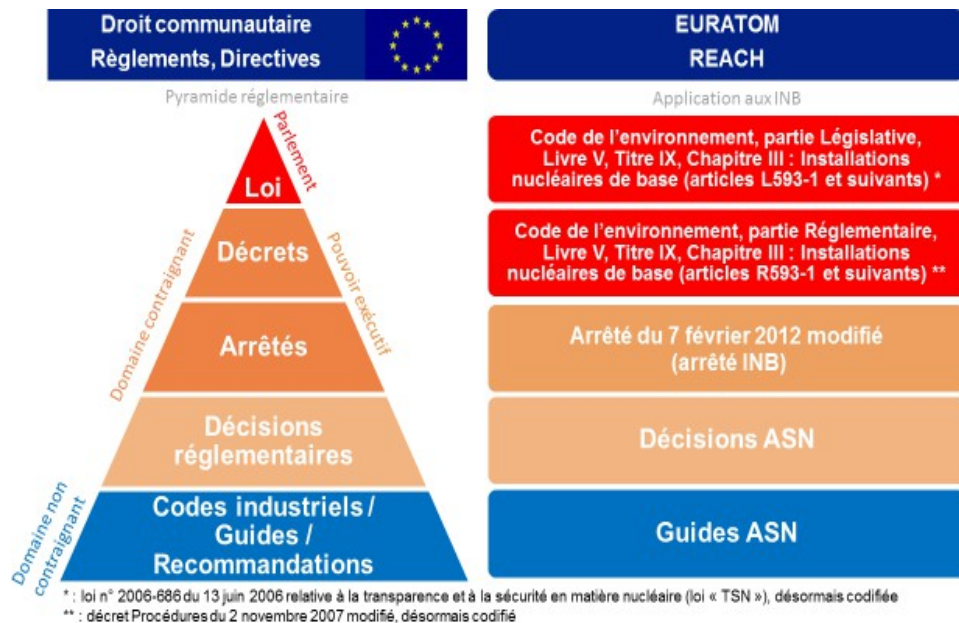


Abbildung 2: Hierarchie der Rechtsvorschriften und Anwendung auf die INB

- Die regelmäßig überarbeitete Umweltverträglichkeitsprüfung dient als Begleitdokument für die Anträge auf behördliche Genehmigungen.
- In Anwendung der von der ASN in der Entscheidung Nr. 2021-DC-0706 vom 23. Februar 2021 erlassenen Vorschrift [INC-B] unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase der vierten periodischen Überprüfung der 900-MWe-Stufe (4 RP 900):
- EDF hat am 5. Februar 2022 die Aktualisierungen der Studie in der in den Artikeln R.122-5 und R.593-17 des Umweltgesetzbuchs vorgesehenen Form konsolidiert und dabei den aktuellen Stand der Erkenntnisse berücksichtigt, insbesondere hinsichtlich der Bewertung der Auswirkungen der Ableitungen der Anlagen und der Entwicklung der Umgebung des Kernkraftwerks, wobei die Auswirkungen der Anlagen auf das Klima und ihre Anfälligkeit gegenüber dem Klimawandel beschrieben wurden, insbesondere im Hinblick auf Wärmeabgaben, die Entsorgung flüssiger Abfälle und die Nutzung der Wasserressourcen;
- EDF hat am 5. Februar 2022 die Verbesserungen dargelegt, die zur Verringerung der Umweltauswirkungen seiner Anlagen beitragen sollen und die es unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der Umweltverträglichkeitsprüfung und der besten verfügbaren Techniken plant, sowie den entsprechenden Zeitplan für die Umsetzung;
- EDF hat am 27. Dezember 2023 eine Studie vorgelegt, in der die kumulativen Auswirkungen der an der Rhône und der Loire gelegenen Kernkraftwerke auf diese Flüsse dargestellt werden.
- Die wichtigsten für das Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly geltenden Rechtsvorschriften in Bezug auf die Belastungen sind nachstehend 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 kerntechnischen Basisanlagen, Verordnungsteil, insbesondere die Artikel R.593-62 ff.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

- Geänderter Erlass vom 7. Februar 2012 zur Festlegung der allgemeinen Vorschriften für kerntechnische Basisanlagen (sogenannter 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 (sogenannter Umweltbeschluss).
- Beschluss Nr. 2015-DC-0508 der Behörde für nukleare Sicherheit vom 21. April 2015 über die Studie zur Abfallbewirtschaftung und die Bilanz der in Kernkraftwerken anfallenden Abfälle, genehmigt durch den Erlass vom 1. Juli 2015 und geändert durch den Beschluss Nr. 2022-DC-0749, genehmigt durch den Erlass vom 16. Februar 2023 (sogenannter Abfallbeschluss).
- 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 den Kernkraftwerken, genehmigt durch den Erlass vom 13. Juni 2017 (sogenannter „Beschluss zur Konditionierung radioaktiver Abfälle“).
- 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 den Erlass vom 14. Juni 2017 (sogenannter „Parc“-Beschluss).
- Entscheidung Nr. 2016-DC-0578 der Behörde für nukleare Sicherheit vom 6. Dezember 2016 über die Vermeidung von Risiken, die durch die Verbreitung pathogener Mikroorganismen (Legionellen und Amöben) über die Kühlanlagen des Sekundärkreislaufs von Druckwasserreaktoren entstehen.
- Beschluss Nr. 2022-DC-0731 der Behörde für nukleare Sicherheit vom 21. Juli 2022 zur Änderung des Beschlusses Nr. 2011-DC-0211 der Behörde für nukleare Sicherheit vom 3. März 2011 zur Festlegung der Vorschriften bezüglich der Modalitäten der Wasserentnahme und des Wasserverbrauchs sowie der Einleitung flüssiger und gasförmiger Abfälle in die Umwelt aus den von Électricité de France – Société Anonyme (EDF-SA) in der Gemeinde Dampierre-en-Burly (Département Loiret) betrieben werden.
- Entscheidung Nr. 2022-DC-0732 der Behörde für nukleare Sicherheit vom 21. Juli 2022 zur Änderung der Entscheidung Nr. 2011-DC-0210 der Behörde für nukleare Sicherheit vom 3. März 2011 zur Festlegung der Grenzwerte für die Freisetzung flüssiger und gasförmiger Abfälle aus den von Électricité de France – Société Anonyme (EDF-SA) in der Gemeinde Dampierre-en-Burly (Département Loiret) betrieben werden.
- Verordnung (EU) Nr. 528/2012 vom 22. Mai 2012 über das Inverkehrbringen und die Verwendung von Biozidprodukten (letzte Änderung: Delegierte Verordnung (EU) 2021/807 vom 10. März 2021, Amtsblatt der Europäischen Union vom 21. Mai 2021).
- Verordnung (EG) Nr. 1907/2006 des Europäischen Parlaments und des Rates vom 18. Dezember 2006 zur Registrierung, Bewertung, Zulassung und Beschränkung chemischer Stoffe (REACH), zur Errichtung einer Europäischen Chemikalienagentur, zur Änderung der Richtlinie 1999/45/EG und zur Aufhebung der Verordnung (EWG) Nr. 793/93 des Rates und der Verordnung (EG) Nr. 1488/94 der Kommission sowie der Richtlinie 76/769/EWG des Rates und

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

die Richtlinien 91/155/EWG, 93/67/EWG, 93/105/EG und 2000/21/EG der Kommission (Text von Bedeutung für den EWR) (zuletzt geändert durch die Verordnung (EU) 2021/1297 vom 4. August 2021, ABl. EU vom 5. August 2021).

- Verordnung (EG) Nr. 1272/2008 vom 16. Dezember 2008 über die Einstufung, Kennzeichnung und Verpackung von Stoffen und Gemischen (letzte Änderung: Berichtigung der delegierten Verordnung (EU) 2020/217 vom 4. Oktober 2019, ABl. EU vom 17. Juni 2021).

1.1.2.2 Sicherstellung der Einhaltung gesetzlicher Vorschriften

Das Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly 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 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 im Konformitätsmanagement ein Aktionsplan erstellt.
- **Überwachung:** Das Kernkraftwerk überprüft regelmäßig den Stand der Einhaltung jeder einzelnen gesetzlichen Umwelanforderung.
- **Überprüfung:** Jedes Jahr stellt das Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly anlässlich der im Rahmen des Umweltmanagementsystems vorgesehenen regelmäßigen Überprüfungen sicher, dass neue Umwelanforderungen berücksichtigt werden, und zieht Bilanz über den Fortschritt der Maßnahmen zu den Anforderungen an das Compliance-Management.

Im Rahmen der Konformitätsbewertung hat das Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly zum 6. September 2024 286 anwendbare Rechtsvorschriften im Umweltbereich identifiziert. Unter diesen Rechtsvorschriften wurden 4.333 Anforderungen identifiziert, darunter:

- 4.294 konforme Anforderungen (99,2 %).
- 8 im Bereich des Compliance-Managements (0,2 %).
- 25 Anforderungen, die derzeit geprüft werden (0,6 %).

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Von dem Geltungsbereich der Texten, die Themen genannten in § I-1.1.2.1 gilt
gibt erfasst zum 6. September 2024 1041 geltende Anforderungen im Umweltbereich, davon:

- 1.038 konforme Anforderungen (99,7 %).
- 0 werden derzeit geprüft (0,0 %).
- 3 Anforderungen im Konformitätsmanagement (0,3 %).

Die Einzelheiten dieser Übersicht über die zum 6. September 2024 geltenden Anforderungen sind in der nachstehenden Tabelle 1 aufgeführt.

Tabelle 1: Übersicht über die Einhaltung der gesetzlichen Vorschriften durch die in § I-1.1.2.1 genannten Rechtsvorschriften zum 06.09.2024

Titel des Rechtsakts	Anforderungen, die erfüllt sind	Anforderungen, die derzeit geprüft werden	Anforderungen im Rahmen des Compliance-Managements
Verordnung vom 7. Februar 2012 (INB-Verordnung)	93	0	0
Beschluss Nr. 2013-DC-360 (Umweltbeschluss)	273	0	3
Beschluss Nr. 2015-DC-508 (Abfallentscheid)	63	0	0
Beschluss Nr. 2017-DC-0587 (Beschluss zur Verpackung von Abfällen)	27	0	0
Beschluss Nr. 2016-DC-0578 (Beschluss zu Amöben und Legionellen)	205	0	0
Beschluss Nr. 2017-DC-0588 (Beschluss zu den Modalitäten für den Park)	135	0	0
Beschluss Nr. 2022-DC-0732 (Beschluss über die Standortgrenzen)	32	0	0
Beschluss Nr. 2022-DC-0731 (Beschluss über die Modalitäten des Standorts)	153	0	0
Verordnung (EU) Nr. 528/2012 (Biozid-Verordnung)	1	0	0
Verordnung (EG) Nr. 1907/2006 (REACH-Verordnung)	6	0	0
Verordnung (EG) Nr. 1272/2008 (CLP-Verordnung)	50	0	0

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Im Rahmen des Compliance-Prozesses hat das CNPE Maßnahmen zu allen im Compliance-Management identifizierten Anforderungen eingeleitet und überwacht deren Umsetzung.

Die in diesen Rechtsvorschriften identifizierten Anforderungen im Bereich des Compliance-Managements stellen keine Nachteile dar und haben keine Auswirkungen auf die geschützten Interessen.

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-Bereichs, der nicht nur die Kernanlage selbst, sondern auch die für deren Betrieb notwendigen Ausrüstungen oder Anlagen (EN gemäß Artikel L.593-3 des Umweltgesetzbuchs) umfassen muss.

Diese Ausrüstungen können je nach ihrer Art mit klassifizierten Anlagen zum Umweltschutz (ICPE) oder mit Anlagen, Bauwerken, Arbeiten und Tätigkeiten (IOTA) gleichgesetzt werden, unterliegen jedoch als Teil der INB und als für deren Betrieb, Wartung und Überwachung notwendige Komponenten den für INB geltenden Vorschriften und Regelungen.

Aufgrund ihrer potenziellen Auswirkungen auf die Sicherheit, die Gesundheit und die öffentliche Hygiene sowie auf die Umwelt macht Artikel 4.3.1 des INB-Erlasses, dass für die erforderlichen Anlagen, die einen Schwellenwert der ICPE- und IOTA-Nomenklatur des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly überschreiten, die in Anhang II des INB-Erlasses aufgeführten ICPE- und IOTA-Vorschriften ab dem 5. Februar 2022, dem Datum der Einreichung des RCR für Reaktor Nr. 1 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly, gelten.

Eine Überprüfung der Konformität der notwendigen Anlagen (EN) mit diesen Anforderungen wurde vom Kernkraftwerk am 6. September 2024 durchgeführt. Es wurden 114 notwendige Anlagen (EN) erfasst, darunter:

- 65 notwendige Ausrüstungen, die unter die ICPE-Nomenklatur fallen:
 - Rubrik 1150: 9 Lagerstätten für Hydrazinhydrat;
 - Rubrik 1172: 2 Lagerstätten für Natriumhypochlorit;
 - Rubrik 1185: 9 Kälteanlagen zur Kaltwasserversorgung;
 - Rubrik 1416: 2 Wasserstofflageranlagen;
 - Rubrik 1432: 12 Lagerstätten für Heizöl;
 - Rubrik 1716: 2 Anlagen zur Verpackung und Lagerung von Werkzeugcontainern;
 - Rubrik 2340: 1 Waschanlage;
 - Rubrik 2518: 3 Betonproduktionsanlagen;
 - Rubrik 2790: 1 Lager- und Aufbereitungsbereich für potenziell pathogene Abfälle;
 - Rubrik 2797: 3 Abfalllageranlagen (TFA-Bereich, BAC und Gebäude 78);
 - Rubrik 2910: 13 Dieselmotoren (1/2/3/4 LHP, 1/2/3/4 LHQ, 1/2/3/4 LHU und 0 LHT);
 - Rubrik 2921: 4 Kühltürme;

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

- Rubrik 2925: 4 Batterieladeanlagen;
- 61 Erforderliche Ausrüstungen gemäß der IOTA-Nomenklatur:
 - Rubrik 1.1.1.0: 41 Piezometer;
 - Rubrik 1.1.2.0: 5 Grundwasserentnahmestellen (SEI+APU);
 - Rubrik 1.2.1.0: 2 Pumpstationen;
 - Rubrik 1.3.1.0: 4 Grundwasserentnahmestellen (APU);
 - Rubrik 2.1.5.0: 3 Regenwassersammelanlagen;
 - Rubrik 2.2.1.0: 1 Anlage (Abflusskanal);
 - Abschnitt 2.2.3.0: 1 Anlage (Ableitkanal);
 - Abschnitt 3.2.2.0: 2 Plattformen;
 - Abschnitt 3.3.2.0: 2 Regenwasserableitungsanlagen.

Im Rahmen der Konformitätsbewertung hat das Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly zum 6. September 2024 12 anwendbare Verordnungen mit insgesamt 847 Anforderungen in Bezug auf die 126 notwendigen Anlagen (EN) identifiziert, die unter Anhang II der INB-Verordnung fallen.

Die Einzelheiten dieser Bilanz der pro Verordnung geltenden Anforderungen sind in der nachstehenden Tabelle 2 aufgeführt:

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Tabelle 2: Bilanz der Einhaltung der Vorschriften in Bezug auf die in Anhang II des INB-Erlasses genannten EN zum 06.09.2024

ICPE- oder IOTA-Vorschrift	Anzahl der betroffenen EN	Anzahl der geltenden Anforderungen		
		Konform	Wird derzeit geprüft	In Konformitätsmanagement
Verordnung vom 2. April 2002 über die allgemeinen Vorschriften für meldepflichtige Anlagen der Rubrik Nr. 1185 (JORF vom 4. Mai 2002) – Fassung vom 8. Februar 2012	9	99	0	0
ICPE-Rubrik 2340 – Meldepflicht – Wäscherei, Wäschewaschanlage – Gültige Fassung vom 8. Februar 2012	1	90	0	0
Verordnung vom 25. Juli 1997 über die allgemeinen Vorschriften für meldepflichtige, unter die Rubrik Nr. 2910 „Verbrennung“ fallende Anlagen zum Schutz der Umwelt (Amtsblatt vom 27. September 1997) – Stand: 8. Februar 2012	13	113	0	0
Verordnung vom 13. Dezember 2004 über Kühlanlagen, bei denen Wasser in einen Luftstrom eingeleitet wird und die gemäß Rubrik Nr. 2921 (Amtsblatt der Französischen Republik vom 31. Dezember 2004) – Stand: 8. Februar 2012	4	0	0	0
ICPE-Rubrik 2925 Meldung – Werkstätten für das Laden von Akkumulatoren – Gültige Fassung vom 8. Februar 2012	4	51	0	0

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

ICPE- oder IOTA-Verordnung	Anzahl der EN	Anzahl der geltenden Anforderungen		
Verordnung vom 23. Dezember 1998 über die allgemeinen Vorschriften für meldepflichtige, unter die Rubrik Nr. 1172 fallende klassifizierte Anlagen zum Schutz der Umwelt: Umweltgefährlich, A – Sehr giftig für Wasserorganismen (Lagerung und Verwendung von Stoffen) (letzte Änderung: Verordnung vom 15. April 2010, Amtsblatt vom 30. April 2010) – Stand: 8. Februar 2012	2	88	0	0
ICPE-Rubrik 1416 Meldung – Lagerung oder Verwendung von Wasserstoff – Gültige Fassung vom 8. Februar 2012	2	71	0	0
ICPE-Rubrik 1150 Meldung – Industrielle Herstellung, Verwendung oder Lagerung von oder auf der Basis bestimmter giftiger Stoffe – Gültige Fassung vom 8. Februar 2012	9	114	0	0
Verordnung vom 22. Dezember 2008 über die allgemeinen Vorschriften für meldepflichtige Anlagen der Rubrik Nr. 1432 (Lagerung von brennbaren Flüssigkeiten in vorgefertigten Behältern) (letzte Änderung: Verordnung vom 10. Februar 2011, JORF vom 31. März 2011) – Stand: 8. Februar 2012	12	129	0	1
Rubrik IOTA 1.1.1.0 Anmeldung – Sondierung, Bohrung, Errichtung von Brunnen oder unterirdischen Bauwerken für nicht häusliche Zwecke – Gültige Fassung vom 8. Februar 2012	38	36	0	0
Rubriken IOTA 1.1.2.0, 1.2.1.0, 1.2.2.0 und 1.3.1.0 Meldung – Probenahmen – Gültige Fassung vom 8. Februar 2012	5	25	0	0

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Verjährungsbeschluss ICPE oder IOTA	Anzahl der EN	Anzahl der geltenden Anforderungen		
IOTA-Abschnitte 1.1.2.0, 1.2.1.0, 1.2.2.0 und 1.3.1.0 Genehmigung – Probenahmen – Gültige Fassung vom 8. Februar 2012	2	30	0	0

Im Rahmen des Compliance-Prozesses hat das Kernkraftwerk Maßnahmen zu allen im Compliance-Management identifizierten Anforderungen ergriffen und überwacht deren Umsetzung. Darüber hinaus setzt es die Analyse der Anforderungen fort, deren Konformitätsstatus noch zu definieren ist.

Die im Rahmen des Compliance-Managements identifizierten Anforderungen fallen nicht in den Bereich der Nachteile und haben keine Auswirkungen auf die geschützten Interessen.

Somit ist das Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly so organisiert, dass die Einhaltung der für es geltenden Vorschriften jederzeit gewährleistet ist.

1.2 Bilanz der während des Betriebs gewonnenen Erfahrungen

1.2.1 Analyse bedeutender Ereignisse

Ereignisse gelten als bedeutend gemäß den Meldekriterien, 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 meldete das Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly:

- 38 bedeutende Umweltereignisse (ESE), davon 9 im Zusammenhang mit der Flüssigkeitsrückhaltung;
- 4 bedeutende Sicherheitsereignisse (ESS) im Zusammenhang mit Störungen;
- 4 bedeutende Strahlenschutzereignisse (ESR) im Bereich der Abfallentsorgung im Zusammenhang mit den geschützten Interessen
- 5 bedeutende Transportereignisse (EST) im Bereich Abfall im Zusammenhang mit den geschützten Interessen.

Diese Ereignisse haben alle keine ^{nachweisbaren} wesentlichen Auswirkungen⁶; sie betreffen:

- **Einleitungen chemischer Abwässer:** 8 Ereignisse betreffen die Überschreitung eines der Grenzwerte für Einleitungen in die Umwelt, die durch die während des Untersuchungszeitraums geltenden Entscheidungen Nr. 2011-DC-0210 und 2011-DC-0211 festgelegt wurden:
 - 1 Vorfall (2015) im Zusammenhang mit der einmaligen Überschreitung des Grenzwerts für Kohlenwasserstoffe in einem Ölabscheider des Parkhauses, bedingt durch einen Fehler bei der

⁶ Unter einer nachgewiesenen erheblichen Auswirkung ist gemäß dem ASN-Leitfaden vom 21. Oktober 2005 über die Modalitäten der Meldung und die Kodifizierung der Kriterien für erhebliche Ereignisse im Zusammenhang mit der Sicherheit, dem Strahlenschutz oder der Umwelt, die für kerntechnische Anlagen und den Transport radioaktiver Stoffe gelten, Folgendes zu verstehen:

- eine wahrnehmbare Verschlechterung der Qualität der aufnehmenden Umwelt (physikalisch-chemische und radiologische Eigenschaften, Beeinträchtigung von Biotopen usw.);
- die Entstehung eines Nachteils für einen anderen Nutzer des Lebensraums.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Probenahme. Es wurde eine Korrekturmaßnahme durchgeführt, um die Probenahmestellen in den Arbeitsanweisungen besser zu kennzeichnen. Dieses Ereignis hatte keine nennenswerten Auswirkungen auf die Umwelt.

- Ein Vorfall (2015) betrifft die einmalige Überschreitung des Grenzwerts für Kohlenwasserstoffe am Ausgang eines Ölabscheiders. Infolge dieses Vorfalls wurden das Wartungsprogramm sowie die Zuständigkeiten der verschiedenen Fachbereiche überprüft und ergänzt. Die Korrekturmaßnahmen wurden umgesetzt.
 - Ein Vorfall (2016) betrifft die einmalige Überschreitung des Grenzwerts für in das SEO-Netz und am Ausgang eines Ölabscheiders eingeleitete Kohlenwasserstoffe infolge der Überflutung einer Grube. Die Risikoanalyse der Tätigkeit, die zur Überflutung der Grube geführt hatte, war aufgrund geänderter Einsatzbedingungen nicht mehr angemessen. Im Anschluss an dieses Ereignis wurde eine Betriebsanweisung für den Umgang mit einem massiven Zufluss von Abwasser in den Ölabscheider erstellt. Die Korrekturmaßnahmen wurden umgesetzt.
 - Drei Vorfälle (2017, 2020 und 2021) betreffen die Anzahl der jährlichen Überschreitungen des Tagesdurchsatzes für den von der ASN als signifikant eingestuften Parameter Kupfer. Die zahlreichen Tage mit Überschreitungen sind auf einen hohen Gehalt an Schwebstoffen in der Loire zurückzuführen, der durch eine hohe Durchflussmenge der Loire während eines Teils des Jahres 2016, 2019 und 2021 bedingt war. Die aus den Ereignisanalysen abgeleiteten Maßnahmen wurden umgesetzt.
 - 1 Ereignis (2018) im Zusammenhang mit einer punktuellen Überschreitung des Grenzwerts für Kohlenwasserstoffe am Ausgang eines Ölabscheiders des Kernkraftwerks infolge eines zufälligen Materialfehlers am Dichtungsölsystem des Generators. Eine Begutachtung des Ölabscheiders durch ein spezialisiertes Unternehmen ermöglichte es, Maßnahmen zur Steigerung der Effizienz des Ölabscheiders zu ermitteln. Die Korrekturmaßnahmen wurden umgesetzt. Dieses Ereignis hatte keine nennenswerten Auswirkungen auf die Umwelt.
 - Ein Vorfall (2019) betrifft die einmalige Überschreitung des Grenzwerts für Kohlenwasserstoffe am Ausgang eines Ölabscheiders des Kernkraftwerks. Dieser Vorfall steht im Zusammenhang mit einer Unzulänglichkeit der Betriebsanweisung, in der die im Falle einer Ölverschüttung im Ölwassernetz (SEH) durchzuführenden Maßnahmen festgelegt sind. Ein Plan mit kurz- und langfristigen Korrekturmaßnahmen wurde umgesetzt.
- **Einleitungen radioaktiver flüssiger Abfälle:** 3 Vorfälle sind betroffen
 - Ein Vorfall (2013) betrifft die Nichteinhaltung der Kontrollhäufigkeit eines monatlichen Kriteriums an den Messketten für die eingeleitete flüssige Aktivität, was auf die Nichteinhaltung der in den Allgemeinen Betriebsvorschriften (RGE) vorgesehenen Intervalle für die regelmäßigen Prüfungen dieser Messketten zurückzuführen ist. Es wurden Korrekturmaßnahmen ergriffen, und dieser Vorfall hat sich nicht wiederholt.
 - Ein Vorfall (2017) betrifft das Schließen eines Absperrventils, was zu einer Nichteinhaltung der Vorschrift bezüglich der Vorverdünnung von Abwasserableitungen ohne Auswirkungen auf die Umwelt führte. Die umgesetzten Korrekturmaßnahmen wurden abgeschlossen.
 - Ein Vorfall (2020) betrifft die automatische Unterbrechung der Ableitung aus einem Abwasserbehälter, nachdem der Entscheidungsschwellenwert in der Messkette für die Aktivität des abgeleiteten Flüssigabfalls erreicht wurde. Dieser Vorfall steht im Zusammenhang mit dem

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

einmaligen Durchgang eines radioaktiven Partikels im Abfluss. Eine neue reaktive Analyse der Abwässer aus dem Behälter ergab keine Hinweise auf eine ungewöhnliche Radioaktivität im Behälter. Dennoch wird derzeit eine vorbeugende Maßnahme umgesetzt. Das Ereignis hat sich jedoch nicht wiederholt.

- **Emissionen chemischer Abgase:** 1 Vorfall

- 1 Vorfall (2019) im Zusammenhang mit organisatorischen Störungen beim Betrieb der Monochlorierungsanlage. Die Ursache dieses Vorfalls lag in einer elektrischen Abschaltung, deren Auswirkungen auf die Überwachungssysteme für die gelagerten Chemikalien in der Vorbereitungsphase nicht erkannt worden waren. Es wurden Korrekturmaßnahmen ergriffen, und dieser Vorfall hat sich nicht wiederholt.

- **Freisetzungen radioaktiver Abgase:** 5 Vorfälle

- 1 Vorfall (2015) betrifft die zweimalige Nichtverfügbarkeit eines Jod-Indikators vor der Durchführung eines Wirksamkeitstests einer Jodfalle. Dieser Vorfall ist auf ein organisatorisches Versagen zurückzuführen. Es wurden Korrekturmaßnahmen ergriffen, der Vorfall hat sich nicht wiederholt.
- Ein Vorfall (2015) betrifft die gleichzeitige Abschaltung beider kontinuierlicher Kohlenstoff-14-Probenahmeketten am Kamin des BAN. Eine der Ketten wurde absichtlich für den vierteljährlichen Austausch der Probenahmeverrichtung abgeschaltet, ohne die ordnungsgemäße Funktion der zweiten Kette zu überprüfen, die bereits außer Betrieb war. Es wurden Korrekturmaßnahmen ergriffen, das Ereignis hat sich nicht wiederholt.
- Ein Vorfall (2017) betrifft den Verlust der dynamischen Eindämmung in den Räumlichkeiten des Gebäudes für nukleare Hilfsanlagen für 4 Sekunden. Dieser Vorfall steht im Zusammenhang mit dem Ausfall mehrerer Ventilatoren während der Neukalibrierung eines Ventilators; Korrekturmaßnahmen wurden umgesetzt.
- Ein Vorfall (2017) betrifft den vorübergehenden Rückgang des Durchsatzes am Kamin des Gebäudes für nukleare Hilfsanlagen auf unter 100.000 m³/h während Wartungsarbeiten an den Klappen der DVN⁽⁷⁾-Lüftungsanlage. Dieser Vorfall steht im Zusammenhang mit einer unzureichenden Risikoanalyse des Vorgangs. Die Korrekturmaßnahmen wurden umgesetzt.
- Ein Vorfall (2019) betrifft den Nachweis von Kobalt-60 bei der Analyse eines Filters der Messkette der Heißzone. Dieser Vorfall ist auf eine mangelnde Wirksamkeit des Hochleistungsfilters (THE) vor der Ableitung ins Freie zurückzuführen. Es wurde eine verstärkte Überwachung der THE-Filter eingeführt, um eine Wiederholung des Vorfalls zu verhindern.

- **Diffuse Emissionen in die Atmosphäre:** 16 Vorfälle

- 6 signifikante Ereignisse (1 im Jahr 2012, 3 im Jahr 2013, 1 im Jahr 2017 und 1 im Jahr 2018) im Zusammenhang mit der Freisetzung von Kältemitteln aus den Kälteanlagen zur Erzeugung und Verteilung von Kaltwasser. Aufgrund ihres Alters wurden alle Kältemaschinen, die von den Vorfällen zwischen 2012 und 2013 betroffen waren, ersetzt. Der Vorfall von 2017 steht im Zusammenhang mit der Messunsicherheit der

⁷ Lüftungsanlage des Gebäudes für nukleare Hilfsanlagen.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

übertragenen Gasmengen oder mit der Unterschätzung der unvermeidbaren Verluste im betrachteten Zeitraum zusammen. Das Ereignis von 2018 steht im Zusammenhang mit der Entleerung eines Kreislafs zu Wartungszwecken.

- 10 Vorfälle (4 im Jahr 2014, 2 im Jahr 2015, 2 im Jahr 2016, 1 im Jahr 2019 und 1 im Jahr 2021) betreffen einen Verlust von Kältemitteln an mehreren Kälteaggregaten des Kernkraftwerks. Diese Vorfälle stehen im Zusammenhang mit Materialfehlern. Diese Fehler wurden behoben und die Kälteaggregate wieder in Betrieb genommen.
- **Abfälle:** 8 Vorfälle sind betroffen
 - Ein Vorfall (2015) betrifft die Feststellung einer Verunreinigung in der Auffangwanne eines Transportwaggons, der eine Verpackung mit abgebranntem Brennstoff beförderte, im Rahmen von Kontrollen am Bahnterminal Valognes. Diese Verunreinigung wurde umgehend zur spektrometrischen Analyse entnommen. Es wurden mehrere Maßnahmen zur Überwachung der Abfälle umgesetzt. Ein ähnlicher Vorfall ereignete sich erneut im Jahr 2021.
 - Ein Vorfall (2017) betraf eine fehlerhafte Einstellung eines Fahrzeugkontrollportals am Ausgang des Kernkraftwerks. In Zusammenarbeit mit den nationalen Behörden und den Dienstleistern, die diese Anlagen überprüfen, wurden Maßnahmen ergriffen, von denen einige direkt auf nationaler Ebene umgesetzt wurden. Der Vorfall hat sich nicht wiederholt.
 - Ein Vorfall (2020) betraf das Fehlen von Fahrzeugkontrollen am Ausgang des Kernkraftwerks über einen Zeitraum von zwei Tagen. Es wurden mehrere Maßnahmen zwischen den beiden von diesen Anlagen betroffenen Abteilungen festgelegt und umgesetzt. Der Vorfall hat sich nicht wiederholt.
 - Ein Vorfall (2020) betrifft den Sturz eines Abfallbehälters im Gebäude der Verpackungshilfskräfte im Rahmen der Vorbereitungsarbeiten für einen Versand. Es wurden mehrere Korrekturmaßnahmen umgesetzt, darunter die Erinnerung an die Transportvorschriften, die Sensibilisierung der Beteiligten, die Erstellung von Betriebsanweisungen usw. Dieser Vorfall hat sich nicht wiederholt.
 - Zwei Vorfälle (2021) betreffen die Feststellung von Kontaminationsstellen in der Auffangwanne von Transportwaggons, die eine Verpackung mit abgebranntem Brennstoff beförderten, im Rahmen von Kontrollen am Bahnterminal Valognes. Diese Kontaminationsstellen wurden unverzüglich zur spektrometrischen Analyse entnommen. Ein Plan mit organisatorischen und betrieblichen Korrekturmaßnahmen wurde umgesetzt. Die Vorfälle haben sich nicht wiederholt.
 - Ein Vorfall (2021) betrifft den Nachweis von zwei Kontaminationsstellen an dem Anhänger, der zum Transport einer Verpackung mit abgebranntem Brennstoff diente, bei Kontrollen, die am Terminal in Nevoij durchgeführt wurden. Diese Stellen wurden sofort entfernt. Dieser Vorfall ereignete sich zeitlich kurz nach den beiden vorangegangenen Vorfällen und fällt unter denselben Maßnahmenplan. Dieser Vorfall hat sich nicht wiederholt.
 - Ein Vorfall (2021) betrifft die Nichteinhaltung der RGE TI beim Transport von Abfallhüllen. Ein Aktionsplan zu den RGE TI wurde umgesetzt. Dieser Vorfall hat sich nicht wiederholt.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

- **Nichteinhaltung einer behördlichen Anforderung:** 1 Vorfall ist betroffen
 - Ein Vorfall (2020) betrifft die Nichteinhaltung bestimmter Anforderungen/Maßnahmen, die in einem Analysevermerk zum regulatorischen Rahmen festgelegt wurden, der der ASN zur Genehmigung vorgelegt wurde, um im Rahmen der Sanierung des BAN9 eine vorübergehende und endgültige Stilllegung von Bereichen des Heißlagers vorzunehmen.

Das Management bedeutender Ereignisse ist gut in das Managementsystem des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly integriert. Bedeutende Ereignisse werden bearbeitet, und die ergriffenen Maßnahmen sind wirksam.

Die wesentlichen Umweltvorfälle im Zusammenhang mit der Flüssigkeitseindämmung werden in Teil I – Kapitel 1 – Abschnitt 3.2.3 des vorliegenden Berichts dargestellt.

Analyse und Bearbeitung 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, 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 beeinflussen kann.“
- **Definierte Anforderung:** „Anforderung, die an ein für den Schutz wichtiges Element gestellt 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 an eine für den Schutz wichtige Tätigkeit, damit diese ihren Zielen im Hinblick auf diesen Nachweis gerecht wird.“
- **Abweichung:** „Nichteinhaltung einer definierten Anforderung oder Nichteinhaltung einer durch das integrierte Managementsystem⁸ des Betreibers festgelegten Anforderung, die die in Artikel L.593-7 Absatz 2 des Umweltgesetzbuchs genannten Bestimmungen beeinträchtigen könnte.“

⁸ Die Verordnung 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“.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Das Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly verfügt als Betreiber einer INB über ein Integriertes Managementsystem (SGI)⁹, 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 im Sinne des INB-Erlasses, die nach den von der ASN festgelegten Kriterien von erheblicher Bedeutung sind, sind Gegenstand einer Meldung eines bedeutenden Ereignisses.

Die vom Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly seit Inkrafttreten des INB-Erlasses am 1. Juli 2013 gemeldet wurden, wurden analysiert, um diejenigen zu identifizieren, bei denen es sich um Abweichungen aufgrund der Nichteinhaltung einer festgelegten Anforderung handelt, und diejenigen, bei denen es sich um Abweichungen aufgrund der Nichteinhaltung einer vom SGI festgelegten Anforderung handelt.

So sind unter den analysierten bedeutenden Ereignissen die Abweichungen vom INB-Erlass wie folgt zuzuordnen:

- Bei 16 Ereignissen auf die Nichteinhaltung einer vom SGI festgelegten Anforderung.
- Bei einem Ereignis auf die Nichteinhaltung einer für eine AIP festgelegten Anforderung.
- Bei 2 Ereignissen auf die Nichteinhaltung einer für ein EIP festgelegten Anforderung.

Für diese Abweichungen wurden Maßnahmen ergriffen, deren Wirksamkeit durch das Ausbleiben von Wiederholungen belegt ist.

Das Management von Abweichungen, wie es im INB-Erlass definiert ist, ist gut in das Managementsystem des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly integriert.

1.2.2 Übereinstimmung der EPI mit den festgelegten Anforderungen

Die für den Schutz der Interessen vor Beeinträchtigungen wichtigen Elemente (EIPi) und die damit verbundenen festgelegten Anforderungen sind im Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly seit dem 1. Juli 2013, dem Datum des Inkrafttretens des INB-Erlasses, festgelegt und referenziert.

Im Rahmen der kontinuierlichen Verbesserung unterhält EDF ein den Herausforderungen angemessenes System, um die Beeinträchtigungen, die seine Anlagen für die geschützten Interessen darstellen, 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 Dampierre-en-Burly sind:

- Für die Einleitung radioaktiver und chemischer Abwässer:
 - Einrichtungen zur Einleitungssteuerung: Absperrventile oder Einleitungspumpen, Sensoren zur kontinuierlichen Überwachung (Füllstand, Durchfluss, pH-Wert, Chlor, Aktivität);
 - Vorrichtungen zur Messung der Temperatur und des Durchflusses des Aufnahmemediums.
- Für die Einleitung von Abgasen:
 - Ventile zur Durchführung abgestimmter Ableitungen;

⁹ Früher: Integriertes Managementsystem (SMI).

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

- Komponenten zur Gewährleistung der Wirksamkeit der Abwasserbehandlung;
- Sensoren zur kontinuierlichen Überwachung der Ableitungen.
- Für den Abtransport konventioneller Abfälle aus dem Kernkraftwerk: die Fahrzeugkontrollportale C310.

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. 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 Abschnitt I-1.2.1.1 beschrieben, wurden die seit Inkrafttreten des INB-Erlasses (1. Juli 2013) gemeldeten wesentlichen Ereignisse einer Analyse unterzogen, um diejenigen zu identifizieren, die eine Abweichung von diesem Erlass darstellen. Unter den analysierten wesentlichen Ereignissen gab es keine Abweichung im Zusammenhang mit der Nichteinhaltung einer für ein EIPi festgelegten Anforderung.

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 Konformität dieser Maßnahmen für die EIPi des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly mit den für sie festgelegten Anforderungen bestand darin, zu überprüfen, ob:

- die Wartungs-, Kontroll- und Prüfmaßnahmen sind ordnungsgemäß innerhalb der vorgesehenen Fristen geplant;
- diese Maßnahmen wurden *vor Ort* ordnungsgemäß durchgeführt;
- die Ergebnisse dieser Maßnahmen sind zufriedenstellend, und falls dies nicht der Fall ist, wurde eine entsprechende Vorgehensweise festgelegt.

Es ist anzumerken, dass diese Anlagen im Normalbetrieb wiederholt beansprucht werden und von vorbeugenden Überwachungs- und Wartungsmaßnahmen profitieren; daher erscheint es nicht notwendig, anlässlich 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 in Teil I dargestellt (siehe Teil I – Kapitel 1 – Abschnitt 1). Dies entspricht teilweise der von der ASN angesichts der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4 RP 900 erlassenen Vorschrift [INC-A].

¹⁰ Fahrzeugkontrollstation zur Erkennung radiologischer Anomalien beim Transport von Materialien und Ausrüstung in das und aus dem Kernkraftwerk.

Die im Rahmen der 4-periodischen Überprüfung im August 2022 durchgeführten Kontrollen zeigen, dass alle vorgesehenen Wartungs-, Kontroll- und Prüfmaßnahmen *vor Ort* geplant und durchgeführt wurden. Die Ergebnisse sind durchweg zufriedenstellend.

Es sind daher 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 Abfallkonditionierung

In Anwendung der von der ASN am 22. Dezember 2022 unter Berücksichtigung der Schlussfolgerungen der generischen Phase des 4RP 900 erlassenen Vorschrift [INC-A] hat EDF die Ergebnisse der an den Anlagen zur Abwasserbehandlung und Abfallkonditionierung durchgeführten Kontrollen übermittelt. Diese Überprüfung umfasst die Neubewertung der Angemessenheit der laufenden Kontroll- und Wartungsmaßnahmen im Hinblick auf ihre Ziele und die entsprechenden besten verfügbaren Techniken.

Es wurde ein zweites Schreiben übermittelt, das sich auf die Kontroll- und Wartungsmaßnahmen für die Anlagen des Reaktors Nr. 3 sowie die gemeinsamen Anlagen der Blöcke 3 und 4 bezog. Aus diesem Schreiben ging hervor, dass 45 Wartungs- oder Kontrollmaßnahmen an den 35 identifizierten Anlagen der Systeme TEU, TEP und TES überprüft wurden. In 100 % der Fälle sind die Ergebnisse der zuletzt an den Anlagen durchgeführten Kontroll- oder Wartungsmaßnahmen zufriedenstellend.

1.2.4 Bewältigung von Beeinträchtigungen zum Schutz der Interessen

Dieser Abschnitt präsentiert die Bilanz der letzten zehn Jahre hinsichtlich der Beherrschung der Beeinträchtigungen durch das Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly, 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 Dampierre-en-Burly berechtigt, Wasser aus folgenden Gewässern zu entnehmen:

- aus der Loire zur Versorgung der Kühlwasser-Nachspeisekreisläufe, des Rohwasserfilterkreislaufs, der Brauchwasserkreisläufe, des Feuerlöschnetzes sowie zur Erzeugung von demineralisiertem Wasser für das Kernkraftwerk;
- aus dem Grundwasser zur Versorgung der Anlagen des Kernkraftwerks mit Brauchwasser.

Ergänzend versorgt das kommunale Wasserversorgungsnetz von Dampierre-en-Burly das Kernkraftwerk für seinen normalen Bedarf (Verpflegung, Trinkbrunnen, Sanitäranlagen) mit Trinkwasser.

Tabelle 3 zeigt die geschätzten Wasserentnahmen und den Wasserverbrauch des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly im Zeitraum 2012–2021 aus der Loire, dem Grundwasser und dem Trinkwassernetz.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Tabelle 3: Wasserentnahmen und -verbrauch des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly im Zeitraum 2012–2021 aus der Loire, dem Grundwasser und dem Trinkwassernetz.

Jahre	Wasser aus der Loire				Grundwasser	Trinkwasser
	Entnommene Mengen (in Millionen m ³)	Zurückgeführte Mengen (in Millionen m ³)	Verdunstete Mengen (Millionen m ³)	Für die Herstellung von entmineralisiertem Wasser verbrauchte Mengen (m ³)	Entnommene Mengen (m ³)	Verbrauchte Mengen (m ³)
2012	186	133	53	436.000	29.262	26.297
2013	189	137	52	425.000	40.603	28.000
2014	182	129	53	432.000	34.114	28.175
2015	186	128	58	457.000	28.262	43.000
2016	182	128	54	408.000	21.540	40.000
2017	197	142	55	436.000	27.766	34.000
2018	196	146	50	420.000	33.071	66.109
2019	185	130	54	420.000	53.340	39.652
2020	183	140	44	409.000	29.801	40.741
2021	181	137	44	369.000	26.535	59.877
Durchschnitt	187	135	52	421.200	32.429	40.585

Zwischen 2012 und 2021 entnahm das Kernkraftwerk für den Betrieb der vier Reaktoren mit einer Leistung von jeweils 900 MWe durchschnittlich etwa 187 Millionen m³ Wasser pro Jahr aus der Loire und leitete am Einleitungsort etwa 135 Millionen m³ pro Jahr (mehr als zwei Drittel der entnommenen Menge) wieder in die Loire zurückgeleitet.

Die Entnahmen sind über den gesamten Zeitraum hinweg relativ stabil; die beobachteten Schwankungen lassen sich durch die Anzahl der Reaktorstillstandstage pro Jahr erklären.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Die zur Herstellung von entmineralisiertem Wasser entnommenen Wassermengen aus der Loire sind insgesamt stabil und beliefen sich im Betrachtungszeitraum durchschnittlich auf etwa 421.000 m³ pro Jahr.

Die im Grundwasser entnommenen Wassermengen beliefen sich im Betrachtungszeitraum im Durchschnitt auf etwa 32.400 m³ pro Jahr. Der höhere Verbrauch im Jahr 2019 ist hauptsächlich auf Undichtigkeiten im Löschwassernetz zurückzuführen, die anschließend behoben wurden.

Der jährliche Trinkwasserverbrauch lag im Betrachtungszeitraum hingegen im Durchschnitt bei etwa 41.000 m³. Der höhere Verbrauch in den Jahren 2018, 2020 und 2021 ist auf Undichtigkeiten im Netz zurückzuführen, die inzwischen behoben wurden. Zu beachten ist außerdem, dass das Jahr 2021 durch die zehnjährige Inspektion von Reaktor 1 geprägt war und daher eine größere Anzahl von Personen vor Ort anwesend war.

Ergriffene Maßnahmen

Der Einsatz mobiler Kläranlagen (SME) 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 Neustartzeit erhöht sich die Verfügbarkeit der Anlagen.

Die vier Reaktoren des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly wurden zwischen 1999 und 2014 mit einer mobilen Kläranlage (SME) ausgestattet. Reaktor Nr. 4 wurde 2014 ausgerüstet.

1.2.4.2 Bilanz der Abwasserableitungen

1.2.4.2.1 Bilanz der Ableitungen 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 die Abwässer gelangt. 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 nach einer Vorverdünnung in der Einleitungsanlage des Kernkraftwerks in die Loire.

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 Freisetzung von Kohlenstoff-14 in die Atmosphäre ist im Vergleich zur Freisetzung in flüssiger Form der vorherrschende Freisetzungsweg.

Die jährliche Kohlenstoff-14-Freisetzung des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly im Zeitraum 2012–2021 ist insgesamt stabil und beträgt im Durchschnitt 721 GBq/Jahr über die Luft und 44 GBq/Jahr über Flüssigkeiten.

Diese Werte für die Kohlenstoff-14-Emissionen wurden bis 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 zur Aufbereitung des Primärmediums zugesetzten chemischen Substanzen) im Wasser des Primärkreislaufs.

Die Tritiumproduktion, ein charakteristisches Merkmal von Druckwasserreaktoren, wird kontrolliert durch:

- die Hülle 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 neutronische Aktivierung 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.

Die Tritiumfreisetzungen auf flüssigem Weg spiegeln die vom Kernkraftwerk erzeugte elektrische Energie sowie die in den Kreisläufen erfolgten Tritiumverdünnungen wider. Im Durchschnitt des betrachteten Zeitraums beträgt die in den radioaktiven Abwässern des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly freigesetzte Tritiumaktivität 11,5 TBq/Jahr pro 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

„Entkonzentrierungen“ des Tritiums aus dem Wasser des Primärkreislaufs vor dem Öffnen des Reaktorbehälters durch.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Die Absaugung durch die Belüftung der Deckenräume 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 auf der 900-MWe-Stufe ein „Atemventil“ an der Entlüftungsleitung den Luftaustausch in den Behältern außerhalb der Entleerungs- und Befüllungsphasen.

Verschiedene Optimierungsmaßnahmen im Zusammenhang mit der Entsorgung tritiumhaltiger Abwässer wurden durchgeführt und werden vom Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly weiterhin umgesetzt:

- Verbesserung der Messung der Tritiumemissionen in die Atmosphäre durch die Installation neuer Tritium-Probenahmesysteme (gekühlte Sprudler) an den Kaminen der BAN: Diese Verbesserung führt zu einem Anstieg der gemeldeten Emissionen, ohne dass die tatsächlichen Emissionen gestiegen sind. Diese neuen Tritium-Probenahmesysteme wurden im Februar 2011 im Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly installiert.
- Anwendung der seit 2009 geltenden Tritium-Richtlinie, die festgelegt wurde, um allgemeine Regeln für den Umgang mit Tritium zu definieren.

Abbildung 3 zeigt die gleitenden 3-Jahres-Durchschnitte der Tritiumaktivität, die vom Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly im Zeitraum 2012–2021 in die Atmosphäre freigesetzt wurde.

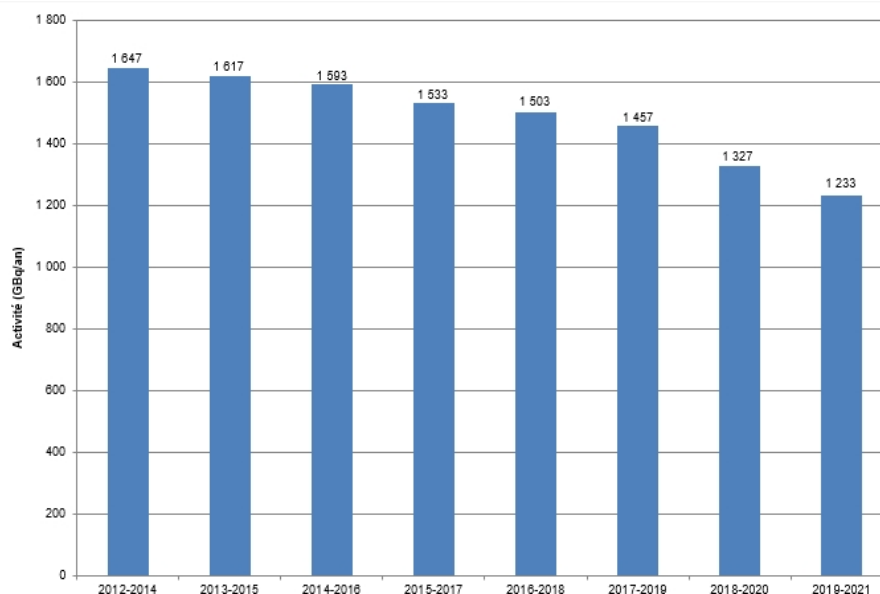


Abbildung 3: In die Atmosphäre freigesetzte Tritiumaktivität, gleitender 3-Jahres-Durchschnitt für den Zeitraum 2012–2021 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly

Die durchschnittliche jährliche Tritiumaktivität, die im Zeitraum 2012–2021 in die Atmosphäre freigesetzt wurde, ist relativ stabil und beträgt 1.470 GBq. Die Entwicklung des gleitenden Dreijahresdurchschnitts zeigt seit 2014 einen gewissen Rückgang dieser Freisetzungen.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Ergriffene Maßnahmen

Die dosimetrischen Auswirkungen der Tritiumemissionen 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 tritiumhaltigem Wasserdampf vorliegt. In den flüssigen Abfällen dieser Reaktoren liegt das Tritium überwiegend in Form von tritiumhaltigem Wasser vor.

11 12

Tatsächlich hat EDF 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 erkennen.

Edelgase

Die in den in die Atmosphäre freigesetzten radioaktiven Abgasen enthaltenen Edelgase sind 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 somit 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 Dampierre-en-Burly im Zeitraum 2012–2021.

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.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

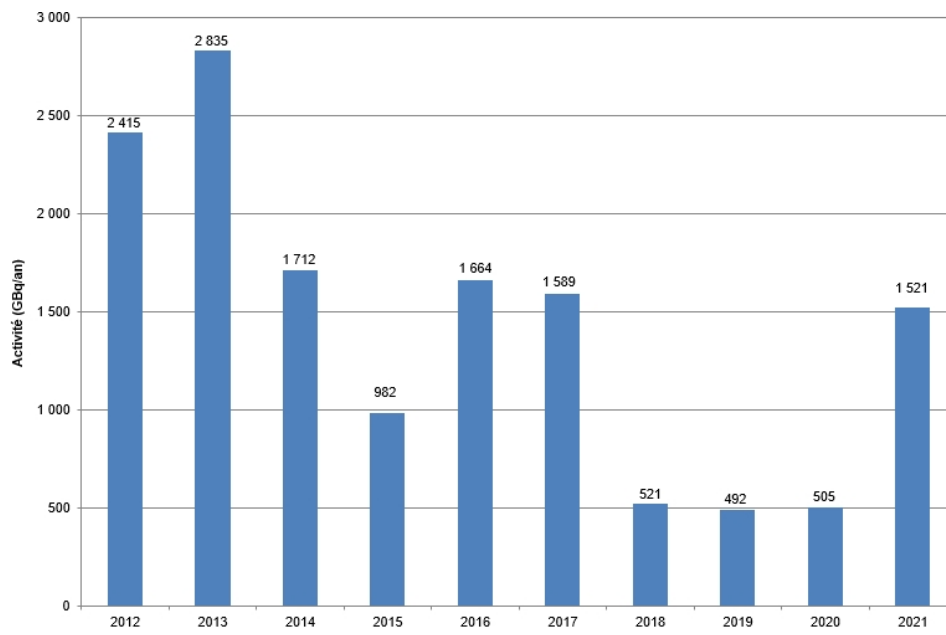


Abbildung 4: In den Jahren 2012–2021 vom Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly in die Atmosphäre freigesetzte Aktivität in Edelgasen

Die Schwankungen der Aktivität in Edelgasen von Jahr zu Jahr sind hauptsächlich auf Undichtigkeiten der Brennstoffhüllen zurückzuführen. Defekte Brennelemente werden bei Abschaltungen zum Brennelementwechsel systematisch ausgetauscht.

Die Edelgasaktivitäten im Zeitraum 2012–2021 sind relativ gering und stabil und liegen im Durchschnitt bei 1.424 GBq/Jahr.

Insgesamt konnten die beobachteten niedrigen Emissionswerte durch eine Reihe von Maßnahmen erreicht werden, die nach 2010 umgesetzt wurden, darunter insbesondere:

- Maßnahmen zur Verbesserung der Dichtheit der Brennstoffhüllen;
- Maßnahmen zur Verbesserung der Dichtheit der Kreisläufe, in denen radioaktive Gase transportiert werden;
- die Möglichkeit, die Aktivität kurzlebiger Radionuklide länger abklingen zu lassen, indem die Entsorgung der Brennelemente aufgeschoben wird;
- Verbesserungen bei der Überwachung und dem systematischen 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.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Das in den atmosphärischen radioaktiven Abgasen enthaltene Jod wird durch den Durchlauf durch Jodfallen (Aktivkohle) und hocheffiziente Filter zurückgehalten und in den Lagerbehältern durch radioaktiven Zerfall behandelt.

Die Schwankungen der Jodfreisetzungen von Jahr zu Jahr hängen hauptsächlich vom Dichtheitszustand der Brennstoffhüllen des laufenden oder eines vorherigen Zyklus (Restgehalt) sowie von der Effizienz der Aufbereitungssysteme ab.

Abbildung 5 zeigt die jährliche Iodaktivität, die vom Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly im Zeitraum von 2012 bis 2021 in die Atmosphäre freigesetzt wurde.

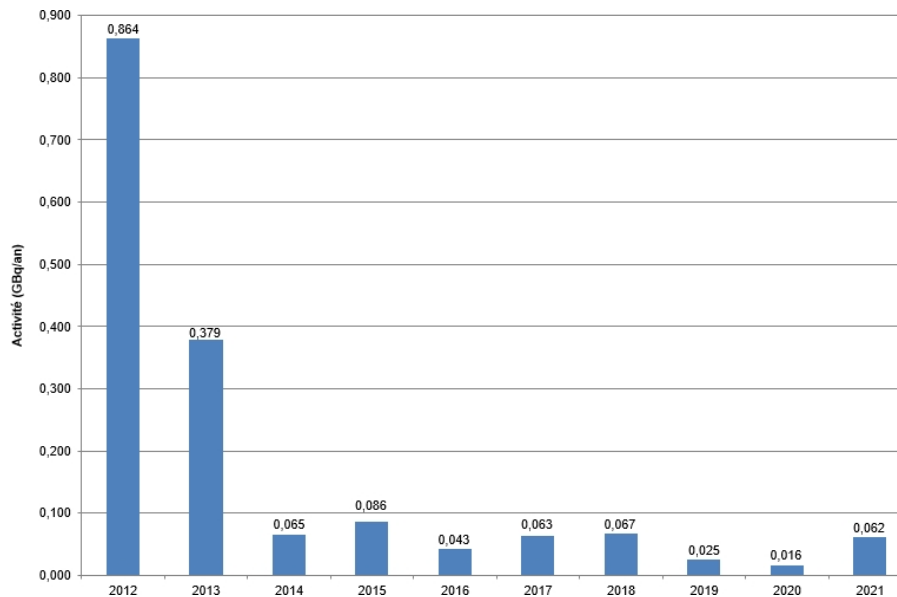


Abbildung 5: In die Atmosphäre freigesetzte Jodaktivität des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly im Zeitraum 2012–2021

Die in die Atmosphäre freigesetzten Jodaktivitäten sind im

Zeitraum 2012–2021 relativ gering und stabil. Die durchschnittliche Aktivität beträgt 0,167 GBq/Jahr.

Die zwischen 2012 und 2013 beobachtete Aktivität steht im Zusammenhang mit der Entleerung einer Auffangwanne des Reaktorgebäudes in die Abwasserauffangwanne. Dieser Vorgang führte zu Austritten von gasförmigem Jod, das von den Lüftungsanlagen abgesaugt wurde, ohne dass dabei die gesetzlichen Grenzwerte überschritten wurden.

Abbildung 6 zeigt die jährliche Iodaktivität, die vom Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly im Zeitraum 2012–2021 in die flüssigen Abwässer eingeleitet wurde.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

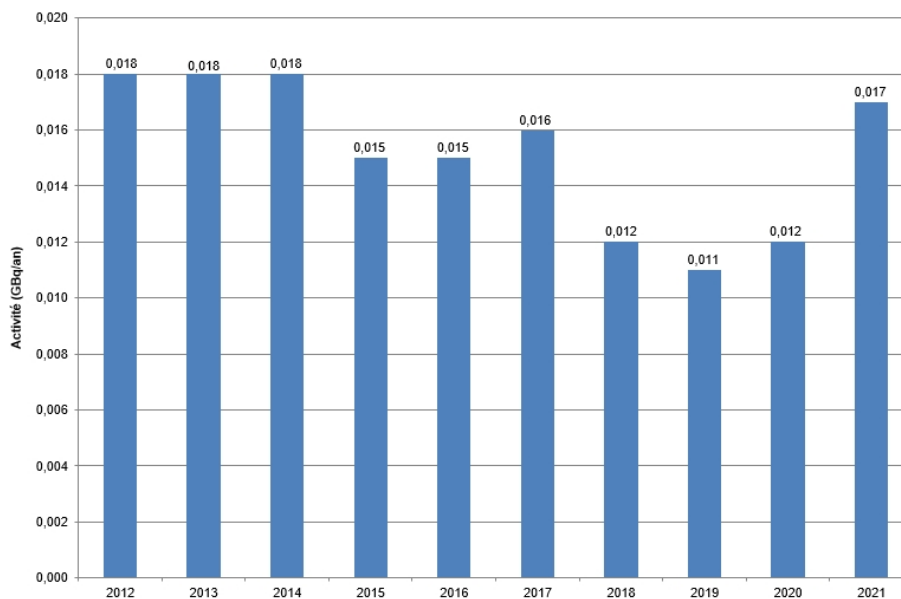


Abbildung 6: In flüssigen Abwässern eingeleitete Jodaktivität des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly im Zeitraum 2012–2021

Die jährlich über das Abwasser eingeleiteten Jodaktivitäten sind im Bezugszeitraum insgesamt stabil und sehr gering. Seit 2012 beträgt die durchschnittliche Aktivität 0,015 GBq/Jahr.

Ergriffene Maßnahmen

Um die Konformität der Lüftungssysteme hinsichtlich der Einhaltung der Sicherheitskriterien gemäß den Vorgaben der vierten 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. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly 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 (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 Korrosionsprodukte entstehen, die von den mit dem Primärmedium in Kontakt stehenden Oberflächen freigesetzt werden. Zu den Aktivierungsprodukten zählen insbesondere die Kobaltisotope 58 und 60, Mangan-54, Antimon-124 und Silber-110m.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

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 größtenteils von den THE-Filtern (Filtern mit sehr hoher Effizienz) zurückgehalten. Darüber hinaus trägt die Einleitung der Abgase erst nach einem radioaktiven Abklingen in den TEG-Lagerbehältern (RS-Behälter) über mindestens 30 Tage – mit der Möglichkeit, kurzlebige Radionuklide durch eine verzögerte Einleitung abklingen zu lassen – zur Senkung der in PF/PA eingeleiteten Aktivitätswerte bei.

In den flüssigen Abfällen werden die übrigen Spalt- und Aktivierungsprodukte (Beta- oder Gamma-Strahler außer Tritium, Kohlenstoff-14, Jod und Edelgase) größtenteils durch die Aufbereitungssysteme (Filter oder Harze) des kontinuierlichen Wasserreinigungssystems des Primärkreislaufrs (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 den PF und PA wird als optimal angesehen.

Abbildung 7 zeigt, dass die jährliche Aktivität anderer Spalt- oder Aktivierungsprodukte, die Beta- oder Gamma-Strahler sind („andere PF/PA“), die vom Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly im Zeitraum 2012–2021 in die Atmosphäre freigesetzt wurden, im Durchschnitt bei etwa 0,006 GBq/Jahr liegt.

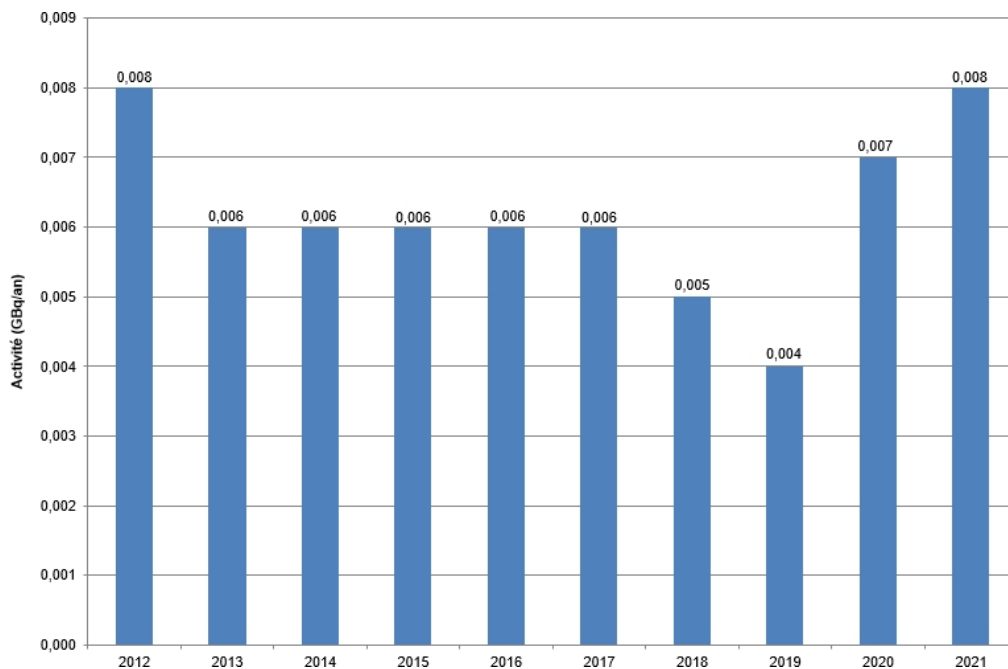


Abbildung 7: In die Atmosphäre freigesetzte Aktivität an sonstigen PF/PA im Zeitraum 2012–2021 durch das Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly

Abbildung 8 zeigt die jährliche Aktivität anderer Spalt- oder Aktivierungsprodukte, Beta- oder Gamma-Strahler („andere PF/PA“), die im Zeitraum 2012–2021 vom Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly in die flüssigen Abwässer eingeleitet wurde.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

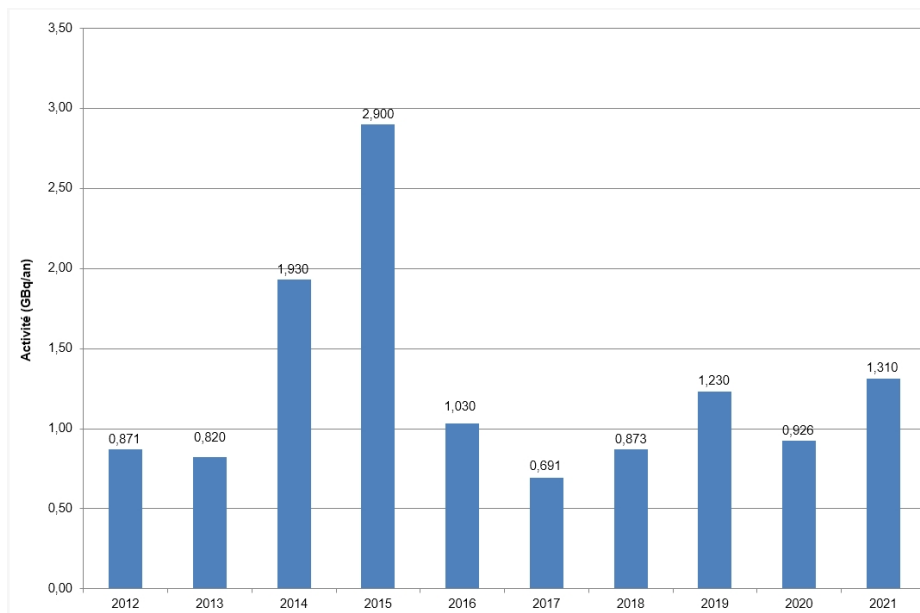


Abbildung 8: Aktivität anderer PF/PA, die im Zeitraum 2012–2021 vom Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly in die flüssigen Abwässer eingeleitet wurde

Die jährliche Aktivität an sonstigen PF/PA, die in den Jahren 2014, 2015, 2019 und 2021 eingeleitet wurde, ist auf die Ausfallzeit des Verdampfers zur Aufbereitung der flüssigen Abwässer aufgrund von Wartungsarbeiten zurückzuführen. Die Nichtverfügbarkeit einer Abwasseraufbereitungsanlage führt nicht zu einer unkontrollierten Einleitung in die Umwelt. Im Falle einer Störung einer Abwasserbehandlungsanlage wählt das Kernkraftwerk nach einer Risikoanalyse die am besten geeignete Vorgehensweise, um die Einleitungen zu kontrollieren. Im Jahr 2019 hat das Kernkraftwerk während der Wartung des Verdampfers eine mobile Abwasserbehandlungsanlage *mittels* Filtration und Demineralisierung in Betrieb genommen, wodurch wieder niedrige Einleitungswerte erreicht werden konnten.

1.2.4.2.2 Bilanz der chemischen Abwasserableitungen

Der Betrieb eines Kernkraftwerks erfordert den Einsatz chemischer Stoffe, die zu Einleitungen in die Umwelt in flüssiger Form oder in die Atmosphäre führen. Darüber hinaus werden weitere Stoffe freigesetzt, die durch den Verschleiß von Kreisläufen und Anlagen entstehen. Die wichtigsten Parameter, die für die Einleitung chemischer Abwässer des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly repräsentativ sind, stammen aus dem flüssigen Bereich.

Die Stoffe, deren Freisetzung in die Umwelt ein Problem darstellt, sind:

- Borsäure, Hydrazin, Morphin 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;
- Sulfate, die aus der Behandlung zur Verhinderung von Kalkablagerungen in den Kühlkreisläufen stammen;
- Polyacrylate und Natrium, die aus der Behandlung zur Verhinderung von Kalkablagerungen in den Kühlkreisläufen stammen;
- AOX (organische Halogenverbindungen, die durch die Reaktion zwischen einem halogenhaltigen oxidierenden Biozid und organischem Material entstehen), CRT (Gesamtrestchlor),

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Natrium, Chloride, Ammonium, Nitrite und Nitrate aus der bioziden Behandlung von Kühlkreisläufen;

- AOX, THM und Sulfate, die aus massiven, angesäuerten Chlorierungen stammen;
- Kupfer und Zink, die aus dem Verschleiß der Messingrohre der Kondensatoren stammen.

In den folgenden Abschnitten wird eine 10-Jahres-Bilanz der Einleitung dieser Stoffe sowie die vom Betreiber durchgeführten oder geplanten Optimierungsmaßnahmen vorgestellt.

Einleitung von Borsäure

Borsäure (H_3BO_3), die im Wasser des Primärkreislaufs gelöst ist, trägt zusammen mit den Steuerelementen 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 anhand von Neutronenparametern 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 Abfälle. 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 Primärkreislaufabwässer (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 Aufbereitungssystem für radioaktive Abwässer (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 Ableitung vor.

Abbildung 9 zeigt die jährlichen Einleitungen von Borsäure aus dem Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly im Zeitraum 2012–2021. Die jährlichen Einleitungen von Borsäure betragen im Durchschnitt 10.983 kg für das Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

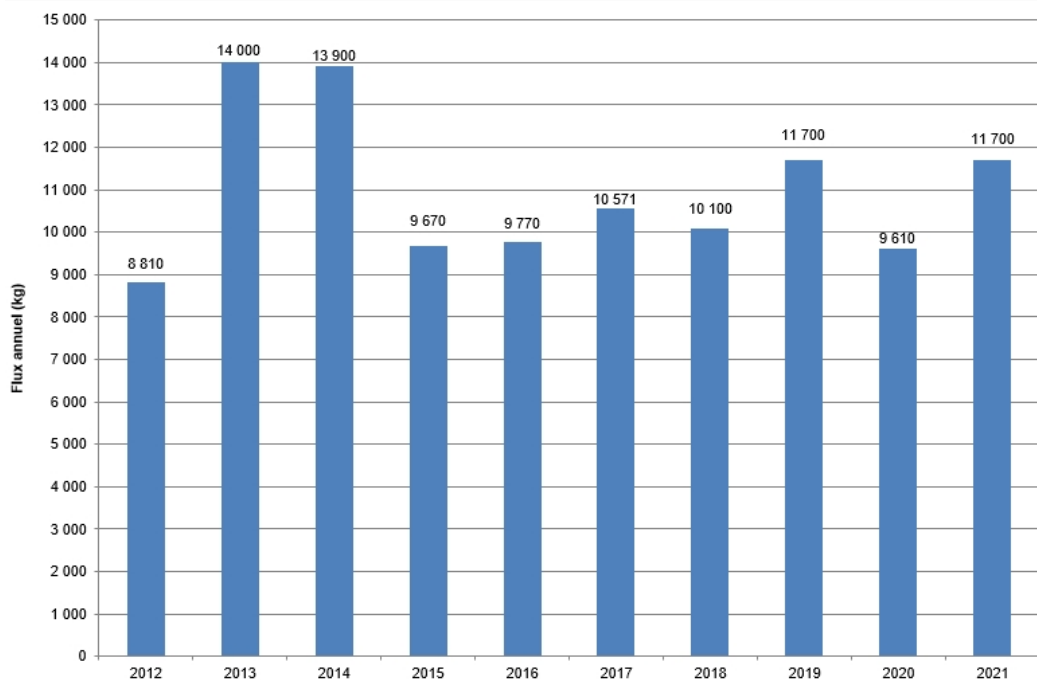


Abbildung 9: Jährliche Einleitungen von Borsäure im Zeitraum 2012–2021 aus dem Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly

Die jährlichen Einleitungen von Borsäure des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly im Zeitraum 2012–2021 schwanken.

Die in den Jahren 2013, 2020 und 2021 beobachteten Einleitungen stehen im Zusammenhang mit der Einführung von Entsilikatisierungsmaßnahmen. Das Kernkraftwerk leitet die TEU-Restabwässer in das Primärabwasseraufbereitungssystem zurück, was zur Anreicherung von Siliziumdioxid im Primärkreislauf führen kann. Daher kann die Einhaltung der Siliziumdioxid-Spezifikation im Primärkreislauf eine Verdünnung des Primärkreislaufs erforderlich machen, was dann zeitweise eine erhebliche Quelle für Borsäureeinleitungen darstellen kann.

Die in den Jahren 2014 und 2019 beobachteten Einleitungen stehen ebenfalls im Zusammenhang mit Entsilikatisierungsmaßnahmen. Parallel zu dieser Politik der Siliziumdioxid-Entfernung führt bereits die geringste Nichtverfügbarkeit der TEU-Behandlungssysteme zu einem Anstieg der Einleitungen von flüssigem Bor.

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 Materialien 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. Vor der Ableitung durchlaufen die Abwässer aus dem Sekundärkreislauf die Auffangbehälter für das Grubenwasser aus dem Maschinenraum (Ex-Behälter).

Hydrazinhydrat wird in sehr begrenztem Umfang auch im Primärkreislauf eingesetzt, um die „chemische Stabilisierung“ zwischen 60 °C und 120 °C durchzuführen (Entfernung von Sauerstoff aus dem Primärkreislauf während der Wiederanlaufphase). Überschüssiges Hydrazinhydrat wird beim Temperaturanstieg thermisch zu Ammoniak zersetzt („thermisches Cracking“).

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Schließlich wird Hydrazinhydrat zur Nasskonservierung der Dampferzeuger 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 wandelt sich das Hydrazin durch Oxidation in Distickstoff (N_2) und Wasser um. Diese Oxidation wird durch das Umrühren des Abflusses und – bei entsprechend ausgestatteten Behältern – durch Luftblasen in Verbindung mit der Zugabe von Kupfersulfat (Reaktionskatalysator) gefördert.

Im Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly erfolgt der Abbau von Hydrazin bei Bedarf:

- in den T-Behältern durch Umwälzung, Luftbeaufschlagung und die seit 2009 eingesetzte Zugabe von Kupfersulfat ($CuSO_4$);
- in den Ex-Behältern durch Umröhlen des Abwassers.

Abbildung 10 zeigt die jährlichen Hydrazin-Emissionen aus den T-, S- und Ex-Behältern des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly im Zeitraum 2012–2021. Die jährlichen Hydrazin-Emissionen betragen im Durchschnitt 2,04 kg für das Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly.

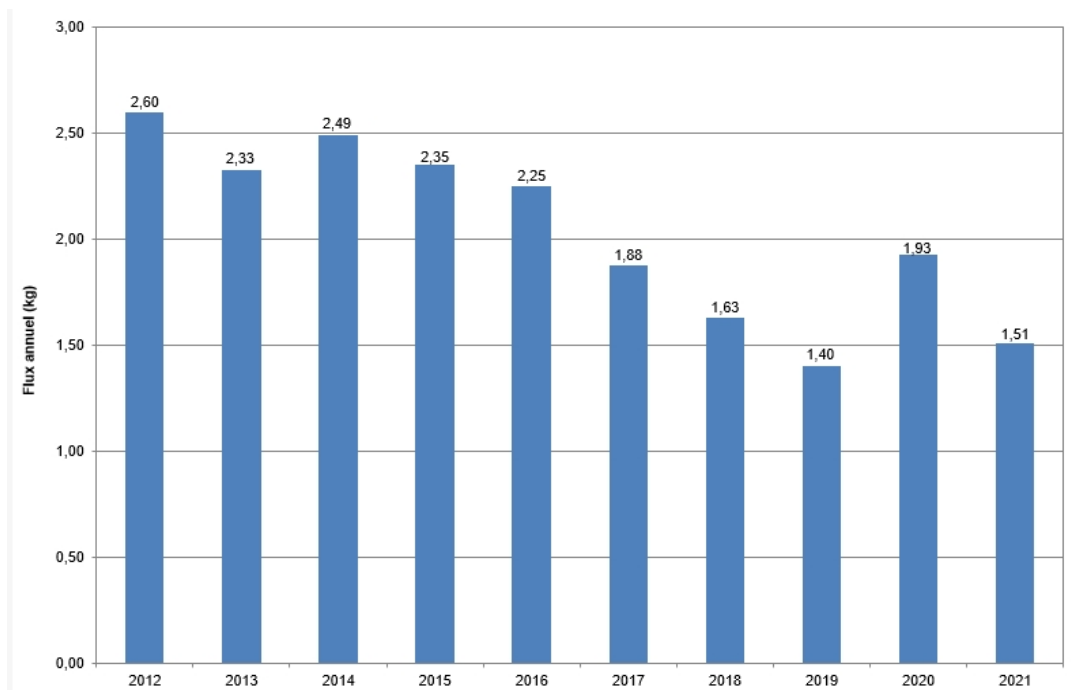


Abbildung 10: Jährliche Hydrazin-Emissionen des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly im Zeitraum 2012–2021

Die jährlichen Hydrazin-Emissionen des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly im betrachteten Zeitraum sind relativ stabil.

Im Jahr 2020 war die jährliche Hydrazin-Freisetzung durch einen Anstieg des Reduktionsmittels in den Notstromkreisläufen der Dampferzeuger (ASG) gekennzeichnet.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Der im Jahr 2021 beobachtete Rückgang ist auf die zehnjährige Inspektion (VD) von Reaktor 1 und die Teilinspektion (VP) von Reaktor 3 zurückzuführen, zwei Reaktoren, deren Sekundärkreislauf als „hoch-pH“ bezeichnet wird und deren Hydrazinkonzentration im Sekundärkreislauf höher ist (in der Größenordnung von 100 µg/kg gegenüber 10 µg/kg bei den anderen Reaktoren).

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 wurden in allen Kernkraftwerken des Parks Optimierungsmaßnahmen am Hydrazinhydrat-Einspritzsystem (SIR) eingeleitet. Was das Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly betrifft, ist vorgesehen, das Dichtungssystem der Einspritzpumpen durch ein effizienteres Dichtungssystem zu ersetzen, um Leckagen an den Stopfbuchsen zu begrenzen (voraussichtlicher Termin 2026 für Reaktor Nr. 4).

Morpholin-Emissionen

Morpholin (C₄H₉NO) ist ein flüchtiges Amin, das zur Konditionierung des Sekundärkreislaufs eingesetzt wird, um einen optimalen pH-Wert zur Verhinderung von Korrosion im gesamten Kreislauf aufrechtzuerhalten. Seine 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 unter Berücksichtigung insbesondere der Art der vor Korrosion zu schützenden Werkstoffe sowie der umweltspezifischen Auflagen festgelegt wurden. Morpholin wird auch für die Nasskonditionierung der Dampferzeuger verwendet.

Die Morpholin-Einleitungen erfolgen überwiegend über die Ex-Behälter (Abwässer aus dem Maschinenraum) oder sogar über die T-Behälter (Abwässer aus der Entlüftung nicht rezyklierter Dampferzeuger oder aus Entleerungen im Anschluss an die Konditionierung bei Stillstand).

Abbildung 11 zeigt die jährlichen Morpholin-Einleitungen aus den T-, S- und Ex-Behältern des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly im Zeitraum 2012–2021. Die jährlichen Morpholin-Einleitungen betragen im Durchschnitt 746 kg für das Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

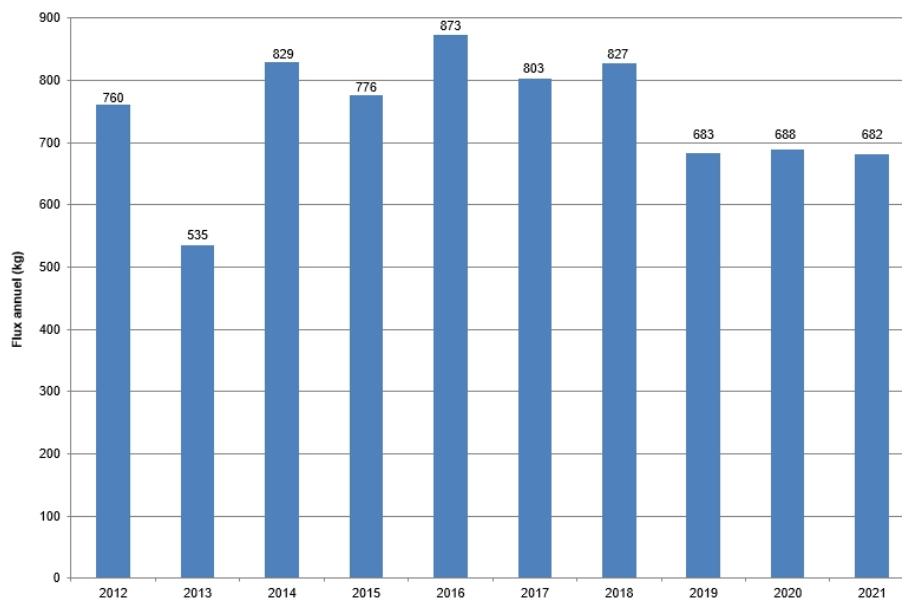


Abbildung 11: Jährliche Morpholin-Emissionen des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly im Zeitraum 2012–2021

Die jährlichen Morpholin-Emissionen des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly im Zeitraum 2012–2021 sind insgesamt stabil.

Ergriffene Maßnahmen

Im Rahmen eines kontinuierlichen Verbesserungsprozesses ist unter den drei im Kraftwerk am häufigsten verwendeten Substanzen (Ammoniak, Morpholin, Ethanolamin) zur Aufrechterhaltung eines optimalen pH-Werts im Sekundärkreislauf derzeit die Aufbereitung mit Ethanolamin (C_2H_7NO) das Ziel, da sie den besten Kompromiss zwischen dem Schutz der Anlagen und der Reduzierung der Emissionen bietet.

Somit bietet Ethanolamin gegenüber Morpholin folgende Vorteile:

- Dank seiner höheren Basizität sind die zur Aufrechterhaltung des vorgegebenen pH-Werts erforderlichen Ethanolamin-Mengen geringer als die Morpholin-Mengen, mit denen derselbe pH-Wert aufrechterhalten werden kann; die Ethanolamin-Aufbereitung verursacht somit weniger Abfälle;
- Dank seiner geringen Flüchtigkeit bietet Ethanolamin bei gleichem pH-Wert einen besseren Schutz vor Korrosion und Erosion von unlegierten oder niedriglegierten Stählen in den flüssigen Teilen der Zweiphasenbereiche als Morpholin und trägt so dazu bei, die Betriebsdauer der Rohrleitungen und Druckbehälter der Wasseraufbereitungsanlage zu verlängern;
- Ethanolamin ist thermisch stabiler als Morpholin und erzeugt weniger Zersetzungsprodukte im Sekundärkreislauf;
- Ethanolamin ist biologisch besser abbaubar als Morpholin.

Die schrittweise Umstellung auf Ethanolamin-Konditionierung ist im gesamten Kraftwerk im Gange. Im Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly wurde diese Umstellung am 4. Oktober 2024 abgeschlossen und ist derzeit in allen Reaktoren des Kraftwerks in Kraft.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Stickstoffemissionen

Stickstoff, der überwiegend in Form von Ammoniak vorliegt, entsteht durch den thermischen Abbau von Hydrazinhydrat und wird zur Konditionierung des Sekundärkreislaufs eingesetzt, um die Korrosion in diesem Kreislauf zu verringern. Bei Reaktorstillständen kann Ammoniak zur Nasskonditionierung der Dampferzeuger verwendet werden.

Abbildung 12 zeigt die jährlichen Gesamtstickstoffemissionen (Ammonium, Nitrite, Nitrate) aus den T-, S- und Ex-Behältern für den Zeitraum 2012–2021. Die jährlichen Stickstoffemissionen betragen im Durchschnitt 2.145 kg für das Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly.

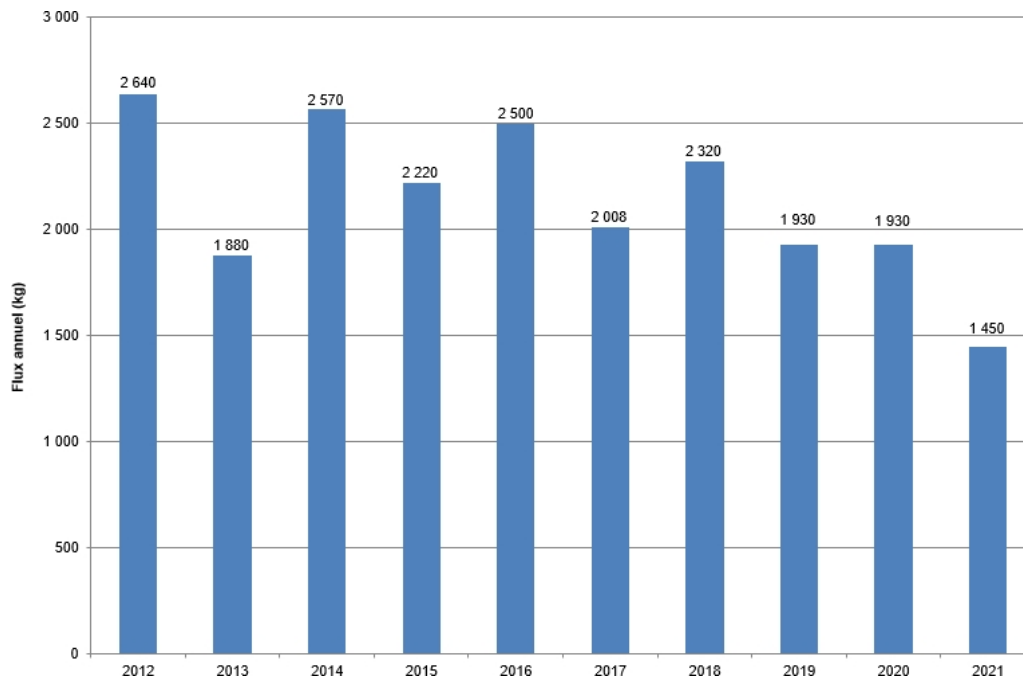


Abbildung 12: Jährliche Einleitungen von Gesamtstickstoff im Zeitraum 2012–2021 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly

Die Gesamtstickstoffemissionen sind insgesamt rückläufig.

Die Stickstoffemissionen des Kernkraftwerks hängen von der Art der Reaktorabschaltung ab.

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 13 zeigt die jährlichen Phosphatfreisetzungen aus den Behältern T, S und Ex des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly im Zeitraum 2012–2021. Die jährlichen Phosphatfreisetzungen betragen im Durchschnitt 287 kg für das Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

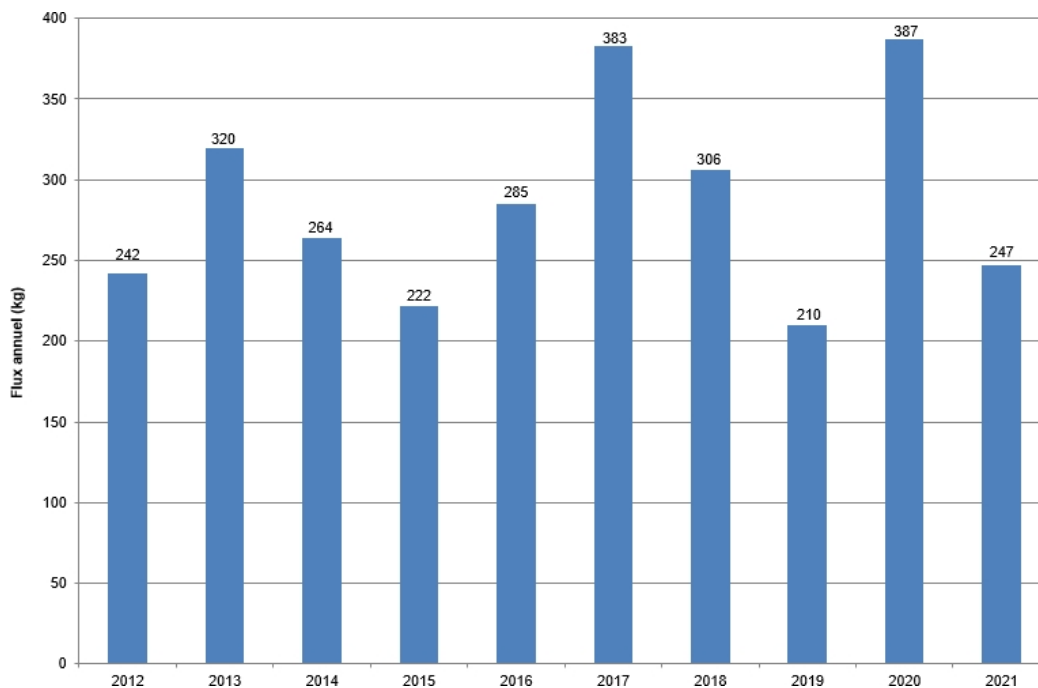


Abbildung 13: Jährliche Phosphatfreisetzungen im Zeitraum 2012–2021 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly

Die in den Jahren 2013, 2016, 2017, 2018 und 2020 beobachteten Einleitungswerte stehen hauptsächlich im Zusammenhang mit Wartungsarbeiten und unvorhergesehenen Ereignissen während des Reaktorbetriebs.

Sulfat-Emissionen aus der Behandlung zur Verhinderung von Kalkablagerungen in den Kühlkreisläufen

An bestimmten Standorten, die mit Kühltürmen ausgestattet sind, kann Schwefelsäure in den Kühlkreislauf eingeleitet werden, um Kalkablagerungen und Verschmutzungen im Kühlkreislauf (CRF) zu begrenzen. Der pH-Wert des Kühlwassers wird durch diese Zugabe reguliert, um die Ausfällung von CaCO_3 so weit wie möglich zu verlangsamen und die chemischen Vorgaben für den Kühlkreislauf einzuhalten. Als Folge davon wird das Sulfat-Ion freigesetzt. Die Menge der eingespeisten Schwefelsäure hängt hauptsächlich vom Soll-pH-Wert und von der Qualität des in den CRF einströmenden Rohwassers ab; aus diesem Grund schwankt sie naturgemäß von Jahr zu Jahr.

Im Zeitraum 2012–2021 wurden im Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly keine chemischen Spülungen durchgeführt.

Einleitungen aus der bioziden Behandlung mit Monochloramin

Die Erwärmung des Wassers in den halboffenen Kühlkreisläufen der Kondensatoren kann dort zur Vermehrung von Legionellen und Amöben führen, Mikroorganismen, die für die Bevölkerung potenziell pathogen sind. Gemäß den Anforderungen der Entscheidung Nr. 2016-DC-0578 der Behörde für nukleare Sicherheit vom 6. Dezember 2016, der sogenannten „Amöben-Legionellen-Entscheidung“, führen die Kernkraftwerke eine biozide Behandlung des Kühlwassers durch, um die Bevölkerung vor jeglichem Gesundheitsrisiko zu schützen.

Diese biozide Behandlung erfolgt durch die Einspeisung von Monochloramin (NH_2Cl) in die Kühlkreisläufe über eine Monochloraminierungsanlage. Die biozide Behandlung und die dabei entstehenden Ableitungen hängen hauptsächlich von der Temperatur und der Wasserqualität ab, die die Vermehrung pathogener Mikroorganismen in den Kühlkreisläufen begünstigen.

Gelegentlich können bei Bedarf auch massive, pH-kontrollierte Chlorungen durchgeführt werden, die aus der Zugabe von Bleichmittel und Schwefelsäure (zur Verhinderung von Kalkablagerungen) in das Kühlwasser bestehen, allerdings hat das Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly im Zeitraum 2012–2021 keine massive Chlorung seiner Kreisläufe durchgeführt.

Die chemischen Einleitungen, die bei der Behandlung mit Monochloramin entstehen, sind folgende:

- Natrium: aus dem Bleichmittel;
- Chloride und Ammonium: Produkte, die bei der Reaktion von Monochloramin mit dem Kreislaufwasser entstehen;
- Nitrate und Nitrite: Produkte der Oxidation von Ammonium im Kreislauf;
- AOX: Verbindungen, die aus der Reaktion des Chlors im Monochloramin mit den im Wasser vorhandenen organischen Stoffen entstehen;
- Monochloramin (in Form von CRT), Restwirkstoff.

Die Abbildungen 14, 15 und 16 zeigen die jährlichen Einleitungen von Ammonium, Nitraten und Nitriten aus dem Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly im Zeitraum 2012–2021.

Die Anzahl der Stunden der bioziden Behandlung im Laufe des Jahres wird durch die rote Kurve dargestellt, und die jährlichen Einleitungsmengen werden in den folgenden Abbildungen durch die blauen Balken im Histogramm dargestellt.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

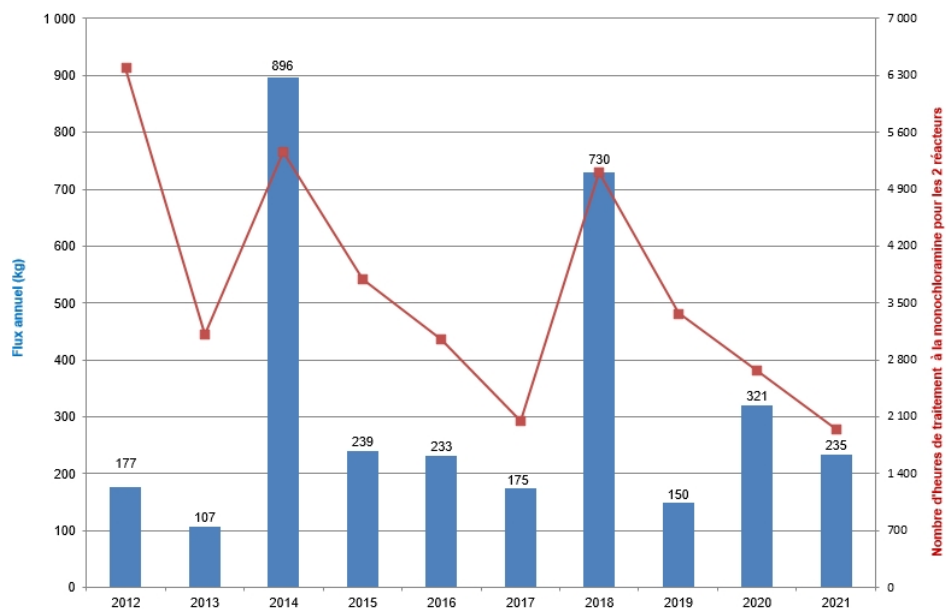


Abbildung 14: Jährliche Ammoniumeinleitungen aus der Monochloramin-Desinfektion im Zeitraum 2012–2021 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly

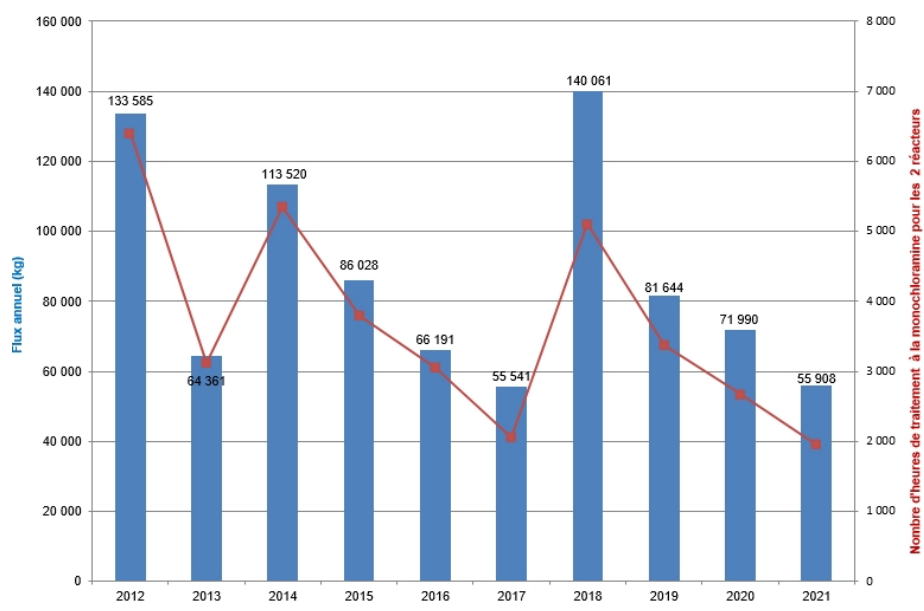


Abbildung 15: Jährliche Nitratemissionen aus der Monochloramin-Biozidbehandlung im Zeitraum 2012–2021 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

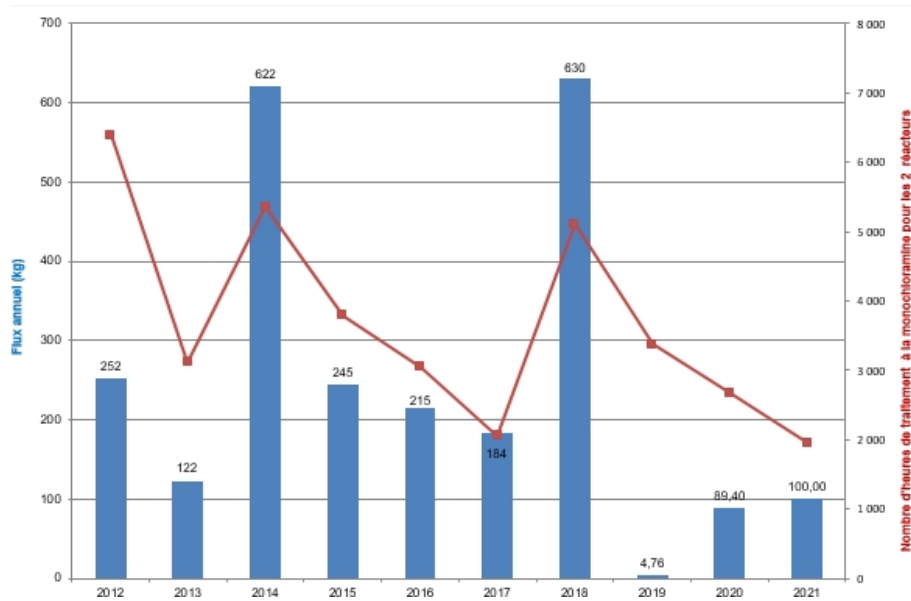


Abbildung 16: Jährliche Nitrit-Emissionen aus der bioziden Behandlung mit Monochloramin im Zeitraum 2012–2021 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly

Die Entwicklung der jährlichen Einleitungen von Stickstoffverbindungen (Ammonium, Nitrate, Nitrite) lässt sich mit der Anzahl der Betriebsstunden der Monochloramin-Biozidbehandlung in den Reaktoren in Zusammenhang bringen.

Die im Jahr 2014 beobachteten Ammoniumeinleitungen stehen im Zusammenhang mit der Dauer der Behandlung und der vorzeitigen Umsetzung des ASN-Beschlusses Nr. 2013-DC-0360 (neue, in die Datenbank integrierte Erfassung im Zusammenhang mit der bioziden Behandlung).

Die 2012 und 2014 beobachteten Nitrat- und Nitritemissionen sind auf die Reaktorstilllegung zurückzuführen. In diesen beiden Jahren wurden die Reaktoren Nr. 1 und 3 nämlich für kurze Zeit abgeschaltet.

Die im Jahr 2018 beobachteten Einleitungen von Ammonium, Nitraten und Nitriten sind auf die Hitzewelle zurückzuführen. Das Kernkraftwerk musste die Aufbereitung über einen längeren Zeitraum mit höheren Mengen an eingespritztem Monochloramin durchführen.

Die Abbildungen 17 und 18 zeigen die jährlichen Einleitungen von AOX und CRT im Zeitraum 2012–2021.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

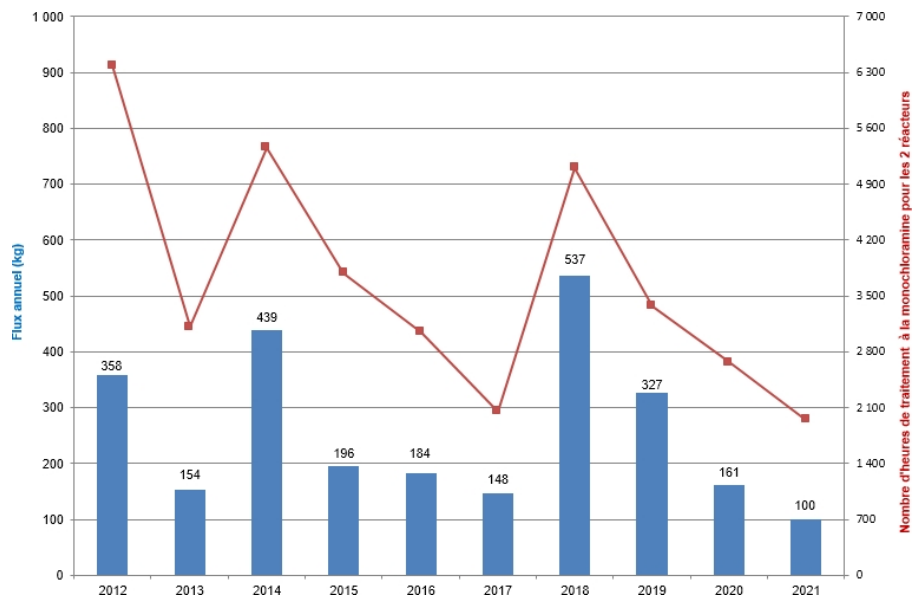


Abbildung 17: Jährliche AOX-Emissionen aus der bioziden Behandlung im Zeitraum 2012–2021 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly

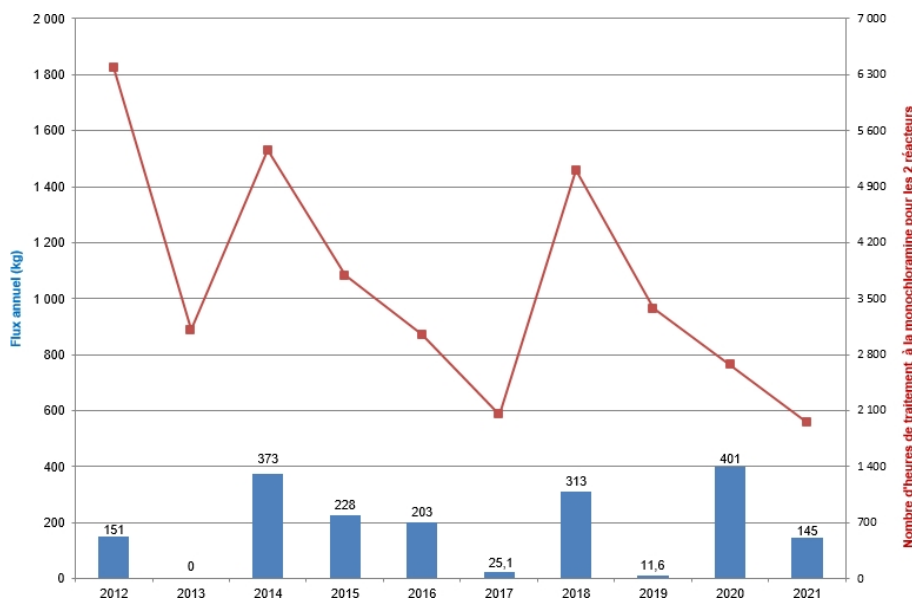


Abbildung 18: Jährliche Einleitungen von CRT aus der bioziden Behandlung im Zeitraum 2012–2021 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly

Die Bildung von AOX entsteht durch die Reaktion von Monochloramin mit den im zu behandelnden Wasser enthaltenen organischen Stoffen. Die Schwankungen der AOX-Emissionen stehen daher in direktem Zusammenhang mit den qualitativen und quantitativen Schwankungen der im Kühlwasser vorhandenen organischen Stoffe.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Die durch die Monochloramin-Behandlung verursachten Einleitungen an Gesamt-Restchlor (CRT) schwanken in Abhängigkeit von der Menge des eingespeisten Monochloramins, die zur Aufrechterhaltung des erforderlichen Restchlorgehalts am Kondensatorausgang erforderlich ist, sowie von der Wasserqualität.

Die im Jahr 2014 beobachteten CRT-Emissionen sind auf die Verlängerung der Behandlungsdauer zurückzuführen.

Die im Jahr 2018 festgestellten Einleitungen sind auf die Hitzewelle zurückzuführen. Das Kernkraftwerk musste die Aufbereitung über einen längeren Zeitraum durchführen, was zur Einspeisung größerer Mengen an Monochloramin und zu einer höheren CRT-Konzentration am Kondensatorausgang führte.

Seit 2019 ist die Menge der eingeleiteten AOX durch die Optimierung der Behandlungsstrategie rückläufig; auch die Anzahl der Behandlungstage hat sich verringert.

Seit 2020 wurde die Methode zur Berechnung der CRT-Durchflussmengen geändert, was zu einem Anstieg der 24-Stunden-Durchflussmengen bei CRT führte. Zudem wurden im selben Jahr Kaltbehandlungen durchgeführt, was einen Anstieg der CRT-Einleitungen zur Folge hatte.

Kupfer- und Zinkemissionen durch den Verschleiß der Kondensatoren

Die Kupfer- und Zinkablagerungen stammen aus dem inneren Abrieb der Kondensatorrohre aus Messing, einer Legierung, die hauptsächlich aus Kupfer (ca. 70 %) und Zink (ca. 30 %) besteht. Diese Einleitungen sind weitgehend unvermeidbar: Der Abrieb hängt hauptsächlich von der Durchflussgeschwindigkeit des Kühlwassers (Oberflächenrohrwasser) in den Kondensatorrohren (konstant, abgesehen von Druckverlusten) und von der Qualität des Rohwassers ab, insbesondere von der Menge und Qualität der darin enthaltenen Schwebstoffe (MES).

Im Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly wurde im Jahr 2000 die Sanierung der Messingkondensatoren an den Reaktoren Nr. 1 und 3 durchgeführt. Schließlich erfolgte die Neuverrohrung der Kondensatoren der Reaktoren 2 und 4 während ihrer letzten zehnjährigen Inspektion, jeweils im Jahr 2022 und 2024.

Die Abbildungen 19 und 20 zeigen die Kupfer- und Zinkaktivität, die durch den Verschleiß der Kondensatoren des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly im Zeitraum 2012–2021 entstanden ist.

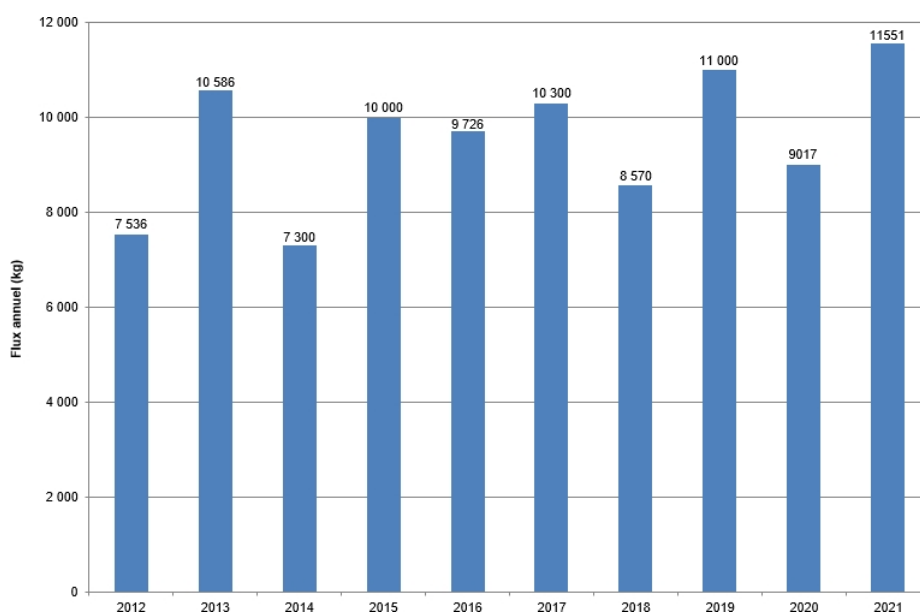


Abbildung 19: Jährliche REX-Daten zu den Kupferfreisetzungen durch den Verschleiß der Kondensatoren im Zeitraum 2012–2021 im Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

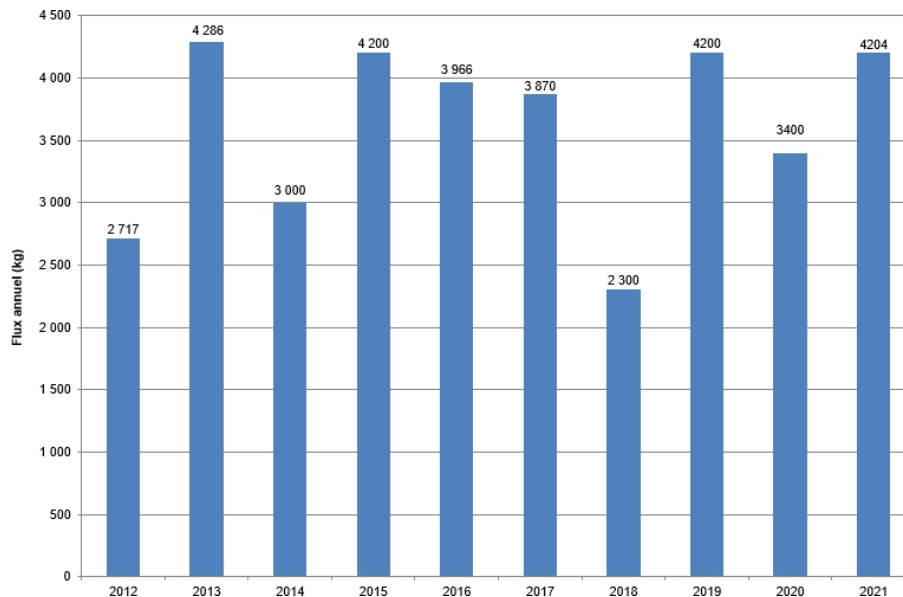


Abbildung 20: Jährliche Emissionsdaten für Zink, das durch den Verschleiß der Kondensatoren im Zeitraum 2012–2021 im Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly freigesetzt wurde

Die Kupfer- und Zinkeinleitungen aus den Kondensatoren sind unvermeidbare Einleitungen, die in erster Linie von der Durchflussgeschwindigkeit des Rohwassers durch die Kondensatorrohre und von der Qualität des Rohwassers aus der Loire beeinflusst werden. Menge und Qualität der in der Loire vorhandenen Schwebstoffe (MES) schwanken naturgemäß, insbesondere in Abhängigkeit von den Wetterbedingungen und den Niederschlägen im Einzugsgebiet der Loire oberhalb des Kernkraftwerks. Sobald die Durchflussmenge der Loire stark ansteigt, verzeichnet das Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly einen Anstieg der Kupfer- und Zinkeinleitungen.

In den Jahren 2019 und 2021 waren die Einleitungen von Kupfer und Zink höher als in den Vorjahren, da die Stillstandszeiten der Reaktoren 2 und 4, deren Kondensatoren aus Messing bestehen, kürzer waren und somit die Betriebszeit dieser beiden Reaktoren länger war.

1.2.4.3 Bilanz der Wärmeabgaben

In einem Kernkraftwerk wird etwa ein Drittel der vom Reaktor erzeugten Wärmeenergie gemäß dem thermodynamischen Carnot-Prinzip 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 Kältequelle im „offenen Kreislauf“) oder um die Atmosphäre (über Kühltürme, sogenannte Kältequelle im „geschlossenen Kreislauf“) handeln kann. Es kommt also zu Wärmeabgaben in die natürliche Umwelt.

Das Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly besteht aus vier Druckwasserreaktoren, die durch Kühltürme gekühlt werden, die im sogenannten „geschlossenen Kreislauf“ betrieben werden.

Für das Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly ist der regulierte Parameter im Zusammenhang mit den Wärmeeinleitungen, der als Tagesdurchschnitt erfasst wird, die nach der Vermischung in der Loire berechnete Erwärmung.

Tabelle 4 zeigt die für die Wärmeeinleitungen geltenden Grenzwerte sowie die im betrachteten Zeitraum erreichten Höchstwerte.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Tabelle 4: Bilanz 2012–2021 der Wärmeeinleitungen des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly und gesetzliche Grenzwerte

Tagesdurchschnitte 2012–2021	Berechnete Temperaturerhöhung zwischen Ober- und Unterlauf nach Vermischung (°C)
Durchschnitt	0,15 °C
Maximum	0,91 °C
Grenzwert unter normalen klimatischen Bedingungen	1 °C
Grenzwert unter besonderen Bedingungen (Durchfluss der Loire < 100 m³/s und Temperatur der Loire < 15 °C)	1,5 °C

Im Zeitraum 2012–2021 beträgt die nach der Vermischung berechnete maximale Erwärmung 0,91 °C, bei einem Durchschnittswert von 0,15 °C.

Die Situation bei winterlicher Niedrigwasserführung (Abfluss unter 100 m³/s und Temperatur stromaufwärts < 15 °C) trat im Zeitraum 2012–2021 an 160 Tagen (das entspricht etwas mehr als 4 % der Zeit) vor, wobei die durchschnittliche Erwärmung während dieser Zeiträume 0,39 °C betrug. Der Höchstwert von 0,91 °C wurde während einer winterlichen Niedrigwassersituation erreicht.

Das Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly hat die für Wärmeeinleitungen geltenden Grenzwerte im betrachteten Zeitraum eingehalten.

Ergriffene Maßnahmen

Im Rahmen der Verdünnungsstudie zu den flüssigen Einleitungen des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly ermöglichte eine im Dezember 2013 bei einer Durchflussmenge von etwa 300 m³/s durchgeführte Messkampagne die Erstellung von Temperaturprofilen stromabwärts der Einleitungen des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly.

Die Analyse dieser Oberflächentemperaturen zeigt, dass die durch die Einleitungen des Kernkraftwerks verursachten Erwärmungen insgesamt gering bleiben und in der Größenordnung der natürlichen Schwankungen der Wassertemperaturen über den gesamten Tag liegen (+0,5 °C). Die in der Loire gemessenen Temperaturen steigen im Laufe des Tages über alle von stromaufwärts nach stromabwärts erstellten Profile hinweg insgesamt an und folgen dabei dem natürlichen Verlauf der Wassertemperaturen, die im gleichen Zeitraum stromaufwärts des Kernkraftwerks gemessen wurden. Der Einfluss der thermischen Plume ist an den Messstellen quer zur Loire sichtbar, wobei sich die Plume auf den ersten Kilometern am rechten Ufer konzentriert und sich der thermische Fleck mit zunehmender Entfernung vom Kernkraftwerk allmählich ausbreitet. Auf Höhe der stromabwärts gelegenen Multiparameterstation (SMP) ist die thermische Strömung noch nicht vollständig vermischt. Mehr als 25 km stromabwärts der Einleitungen ist eine Ausbreitung der thermischen Strömung über nahezu die gesamte Breite der Loire zu beobachten.

Es wurden hydroklimatische Prognosen stromaufwärts des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly für den Zeitraum 2020–2100 erstellt. Diese Prognosen basieren auf Klimasimulationen aus dem CMIP5-Projekt¹³, die vom IPCC (Zwischenstaatlicher Ausschuss für Klimawandel) zur Erstellung seines AR5-Empfehlungsberichts (5th Assessment Report) herangezogen wurden. Es wurden zwei Szenarien für die Treibhausgasemissionen herangezogen: das Szenario, das einer Stabilisierung der Emissionen bis zum Jahr 2100 entspricht (RCP4.5-Szenario), und das pessimistischere Szenario, das einen Anstieg dieser Emissionen über das Jahr 2100 hinaus vorsieht (RCP8.5-Szenario). Die Prognosen der globalen Klimamodelle wurden mithilfe einer statistischen Downscaling-Methode auf die Ebene des Einzugsgebiets heruntergebrochen, um die Entwicklungen der drei wichtigsten hydroklimatischen Variablen stromaufwärts des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly zu ermitteln: Lufttemperatur, Abflussmenge sowie Wassertemperatur der Loire. Angesichts der Nähe des Kernkraftwerks Belleville und der hydrometrischen Referenzstation Gien, die sich etwa 10 km stromaufwärts des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly befindet und beiden Standorten gemeinsam ist, wurde die Untersuchung für beide Kernkraftwerke gemeinsam durchgeführt. Bei den Durchflussentwicklungen in Gien wird die Niedrigwasseranreicherung berücksichtigt, auch bei den Zukunftsprognosen. Als Referenzstation für die Lufttemperaturen wurde Nevers gewählt.

Die Ergebnisse bis zum Jahr 2035 (Durchschnitt über den Zeitraum 2020–2050) zeigen einen Anstieg der Lufttemperaturen, der mit den auf nationaler Ebene ermittelten Trends übereinstimmt. Bis zum Jahr 2035 dürfte diese Entwicklung für die beiden Szenarien RCP 4.5 und RCP 8.5 relativ ähnlich ausfallen, unter Berücksichtigung der Unsicherheiten dieser Art von Simulationen und der Entwicklung der beiden ausgewählten Szenarien im Laufe des 21. Jahrhunderts. Demnach würden die jährlichen Durchschnittstemperaturen bis zum Jahr 2035 im Vergleich zum gewählten historischen Zeitraum (1982–2012) um durchschnittlich +1,1 °C bis +1,3 °C steigen. Der Anstieg der Wassertemperaturen wäre geringer, wobei die Entwicklung der Jahresdurchschnittswerte bis zum Jahr 2035 im Vergleich zum gewählten historischen Zeitraum wahrscheinlich unter +1 °C liegen würde. Die Abflussentwicklungen der Loire bei Gien zeigen einen rückläufigen Trend bei den durchschnittlichen jährlichen Abflüssen mit einem Rückgang in der Größenordnung von durchschnittlich –9 % bis –11 % bis zu diesem Zeitpunkt.

Diese Ergebnisse sind mit erheblichen Unsicherheiten verbunden, die der Modellierungskette innewohnen, insbesondere aufgrund der Streuung der Ergebnisse globaler Klimamodelle, aber auch aufgrund der Komplexität der Modellierung von Abflussmengen und Wassertemperaturen im Loire-Einzugsgebiet. Daher sind mehrere Modelle erforderlich, um diese Prognosen stromaufwärts von Dampierre-en-Burly zu erstellen, und der Einfluss der Abflusssteuerung im Einzugsgebiet (insbesondere der Niedrigwasserausgleich) wird vereinfacht dargestellt. Auch wenn diese Prognosen auf dem aktuellen Stand der Technik und den verfügbaren Modellen basieren, werden sie sich sicherlich entsprechend dem Fortschritt der laufenden Forschungen weiterentwickeln. Diese Ergebnisse sind daher als Trends zu betrachten.

1.2.4.4 Abfallbilanz

Das Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly optimiert die Abfallbewirtschaftung durch die Anwendung folgender Grundsätze:

- das Aufkommen und die Schädlichkeit radioaktiver und konventioneller Abfälle bereits an der Quelle zu reduzieren;
- die Abfälle entsprechend ihrer Art und ihren Eigenschaften selektiv zu sammeln und zu sortieren, um sie so effizient wie möglich zu behandeln;

¹³ 5. Coupled Model Intercomparison Project.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

- 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 Akzeptanz 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 im Durchschnitt pro Reaktor von 360 auf 110 m³.

Dieses Produktionsniveau in der Größenordnung von 100 m³ pro Reaktor stellt eine technische Untergrenze dar, die angesichts des vorläufigen Wartungsprogramms im Zusammenhang mit der Generalüberholung¹⁴ in den kommenden Jahren steigen könnte.

Lagerung radioaktiver Abfälle

Es wurden Verbesserungsmaßnahmen eingeleitet, um die Kontrolle über die Lagerung von konditionierten oder noch in der Konditionierung befindlichen Abfällen zu optimieren. Die Maßnahmen, die sich aus den Empfehlungen der Ständigen Expertengruppe von 2002 ergaben, wurden zwischen 2012 und 2021 erfolgreich umgesetzt (Einrichtung des TFA-Bereichs, Umsetzung der Betriebsvorschriften für die BAC/BAN, die für die BAC (Gebäude für die Konditionierungshilfsanlagen des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly) gelten).

¹⁴ Die „Grand Carénage“ des EDF-Kernkraftwerksparks 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.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Lagerung von Behältern und Fässern für kurzlebige schwach- und mittelradioaktive Abfälle (FA/MA-VC)

Die Überwachung der Lagerung 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 (^{CSA}¹⁵) und/oder Abnahmen (Centraco-Anlage) vorliegen. Diese Gebinde werden in der Regel in den TES-Räumen des Kernkraftwerksbereichs und im BAC gelagert.

Die Abbildungen 21 und 22 zeigen die Entwicklung der Lagerung von Behältern und Fässern mit einem Äquivalentvolumen von 200 l (Metall und Kunststoff) im Zeitraum 2012–2021.

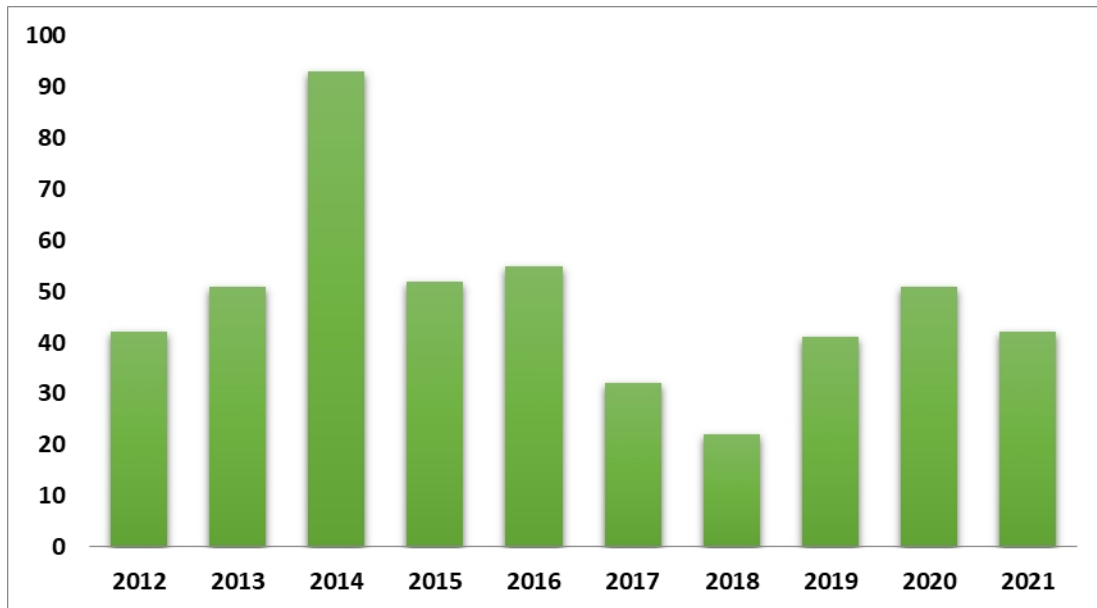


Abbildung 21: Entwicklung der Anzahl der gelagerten Behälterhüllen im Zeitraum 2012–2021

Die Lagerbestände an Hüllen sind zwischen 2014 und 2018 dank der durchgeführten Maßnahmen (Entsorgung von etwa zwanzig nicht konformen Hüllen) erheblich zurückgegangen, wodurch die Zahl der gelagerten Hüllen bis Ende 2018 auf unter 30 gesunken ist.

Der im Jahr 2014 festgestellte Anstieg ist hauptsächlich auf punktuelle Produktionskampagnen für Hüllen aus homogenen Abfällen zurückzuführen (Hüllen aus verbrauchten Ionenaustauscherharzen und Hüllen aus Konzentraten).

¹⁵ Lagerzentrum Aube.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

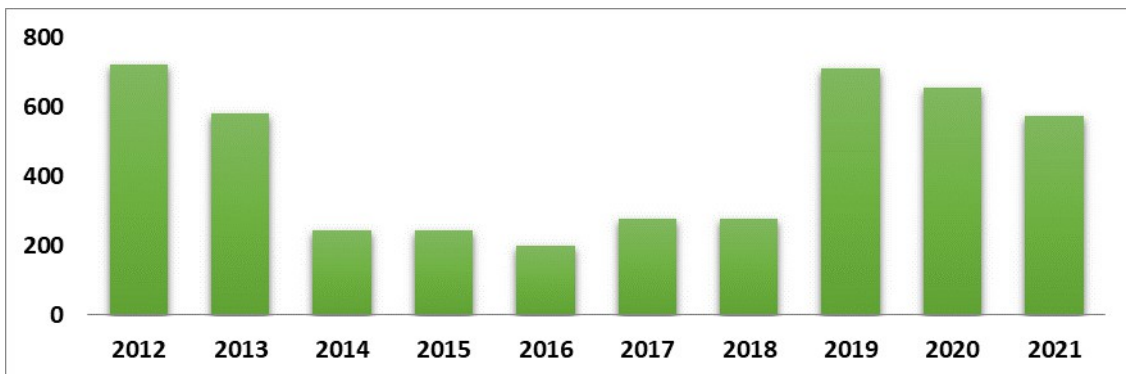


Abbildung 22: Entwicklung der Lagerbestände an 200-Liter-Fässern (Metall und Kunststoff) im Zeitraum 2012–2021

Die Lagerbestände an Fässern schwanken stärker als die der Hüllen, da die Entstehung dieser Abfälle direkt proportional zu den Wartungsarbeiten ist.

Der von 2012 bis 2013 festgestellte deutliche Anstieg der Anzahl gelagerter Fässer hängt zum einen mit der behördlich angeordneten Stilllegung der Verbrennungsanlage Centraco ab September 2011 für einen Zeitraum von 10 Monaten und zum anderen mit dem hohen Umfang der Wartungsarbeiten zusammen. Der ab 2019 festgestellte Anstieg der Lagerbestände hängt mit der Verzögerung beim Versand von Kunststofffässern zusammen, die notwendig wurde, nachdem im Gebäude für Verpackungshilfsmittel (BAC) Bleipartikel nachgewiesen worden waren. So blieben 540 Kunststofffässer auf dem TFA-Gelände gelagert, bis Centraco ein Kontrollprotokoll ausgearbeitet und validiert hatte.

Lagerung von Abfällen mit sehr geringer Radioaktivität (TFA)

Die Entwicklung der Gesamtmengen an schwach- und sehr schwach radioaktiven Abfällen, die im Zeitraum 2012–2021 auf dem TFA-Gelände des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly gelagert wurden (ausgedrückt als Auslastungsgrad des Geländes), ist in Abbildung 23 dargestellt.

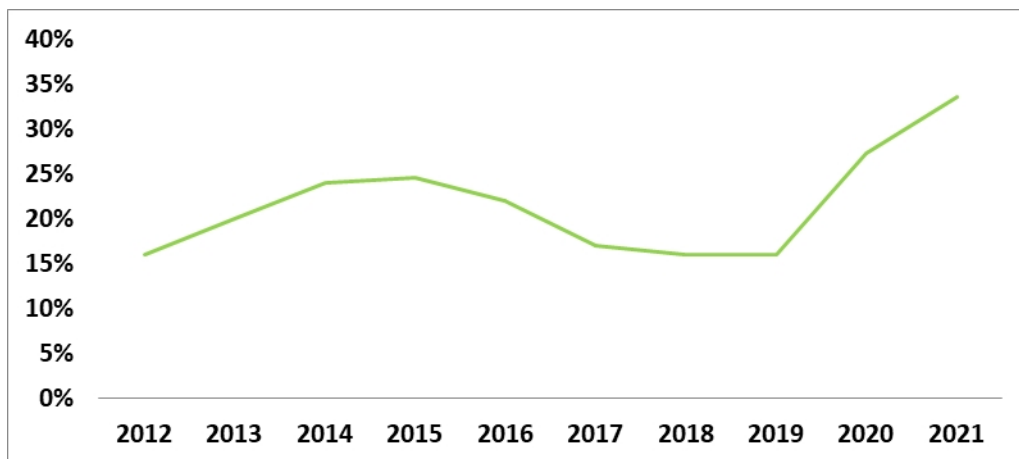


Abbildung 23: Entwicklung des Auslastungsgrads des TFA-Bereichs im Zeitraum 2012–2021

Der zwischen 2012 und 2015 festgestellte allmähliche Anstieg des Lagerungsgrads lässt sich durch folgende Faktoren erklären:

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

- Das 2008 gestartete nationale Projekt OEEI (Obtenir un État Exemplaire des Installations), das darauf abzielte, den Zustand der kerntechnischen Anlagen im Hinblick auf internationale Standards zu verbessern und auf einem guten Niveau zu halten. Dieses Projekt ging mit einer erheblichen Menge an Metallabfällen und Bauschutt einher.
- Die Nichtverfügbarkeit der Fusionsanlage Centraco zwischen September 2011 und März 2015, was zu einer Aussetzung der Abfälle von Metallabfällen an diese Anlage führte.

Der zwischen 2015 und 2019 beobachtete Rückgang der Einlagerungsrate hängt mit der Entnahme historischer Abfälle im Hinblick auf die Vorbereitung der Generalüberholung und der vierten Zehnjahresinspektionen zusammen.

Seit 2020 ist die Lagerungsrate infolge der Entnahme zahlreicher maßgeblicher Abfälle im Zusammenhang mit dem Beginn der zehnjährigen Inspektionen und der großen Überholung stark gestiegen.

Eingeleitete Maßnahmen

Auf nationaler Ebene wurde ein Aktionsplan ins Leben gerufen, um historische Abfälle aus den TFA-Bereichen und veraltete Werkzeuge aus den Lagerbereichen für kontaminierte Werkzeuge (AOC) zu entfernen, mit dem Ziel, industrielle Spielräume für die Arbeiten im Rahmen der Generalüberholung zurückzugewinnen. Für das Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly begann die Entlagerung im Jahr 2020 mit der Ankunft der mobilen Einsatzgruppe vor Ort (UMIS), die es ermöglichte,

16 Container mit ausrangierten, veralteten Werkzeugen für den Transport vorzubereiten. Der Versand dieser Container zu externen Abfallbehandlungsanlagen begann Ende 2020.

Darüber hinaus sind seit der Einführung des nationalen generischen Betriebsreferenzrahmens neue Arten von TFA-Abfällen entstanden. Aus diesem Grund wurde eine Überarbeitung dieses Antrags eingeleitet, um durch die Vereinfachung des Betriebsmodus dieser Anlage die Lagerung einer größeren Anzahl von Abfallarten zu ermöglichen. Für diesen Antrag erhielt das Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly im Jahr 2021 eine Genehmigung.

Erzeugung und/oder Entsorgung radioaktiver Abfälle

Anfall von TFA-Abfällen

Abbildung 24 zeigt die Abfallmengen (in Tonnen), die vom Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly an das Centre Industriel de Regroupement d'Entreposage et de Stockage (CIRES) entsorgt wurden.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

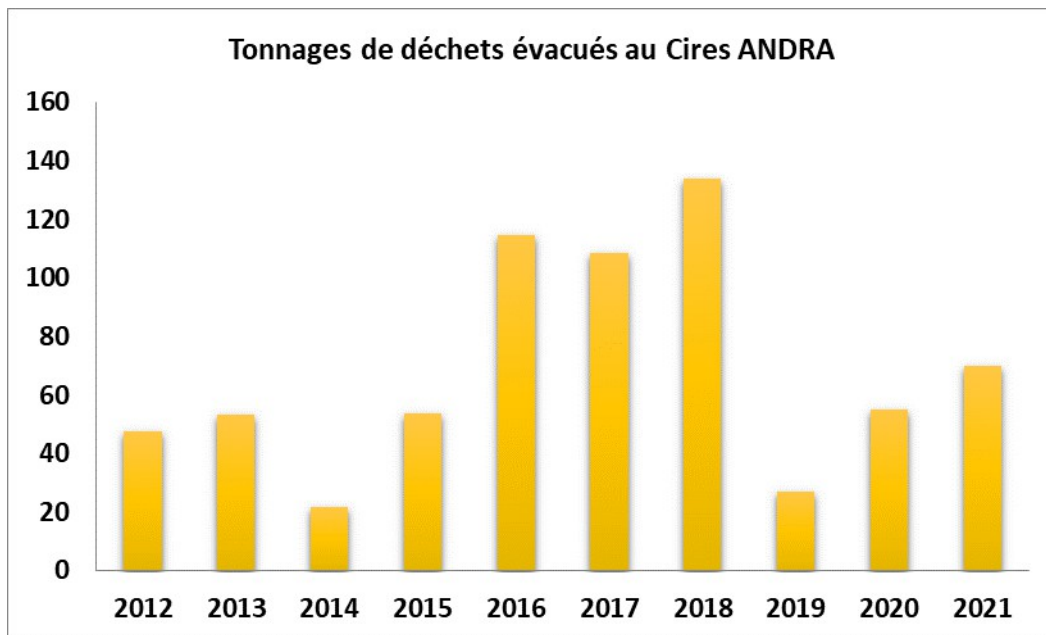


Abbildung 24: Entwicklung der an das CIREs transportierten Abfallmengen im Zeitraum 2012–2021

Zwischen 2016 und 2018 ist ein Anstieg der Abtransportmengen zu beobachten, der auf den Versand von Abfallgebinden zurückzuführen ist, die im Rahmen umfangreicher Aufbereitungskampagnen für historische Abfälle entstanden sind, die auf dem TFA-Gelände gelagert waren. Die jährlich abtransportierten Mengen schwanken in der Regel zwischen 20 und 60 Tonnen, wobei die Schwankungen im Wesentlichen mit dem Umfang der Wartungsarbeiten zusammenhängen. Das Jahr 2019 war geprägt durch den Nachweis von Bleipartikeln in den BAC-Räumlichkeiten, was dazu führte, dass die Entsorgung bestimmter TFA-Abfallpakete (deren Verpackung in diesen Räumlichkeiten erfolgt) vorübergehend ausgesetzt werden musste, bis ein Kontrollprotokoll von der Branche ausgearbeitet und validiert worden war.

Produktion von kurzlebigen Abfällen geringer Radioaktivität (FA-VC)

Abbildung 25 zeigt die Entwicklung der jährlichen Produktion von FA-VC-Technologieabfallpaketen, die in 200-Liter-Metallfässern der Klasse 1A im Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly im Zeitraum 2012–2021 verpackt wurden.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

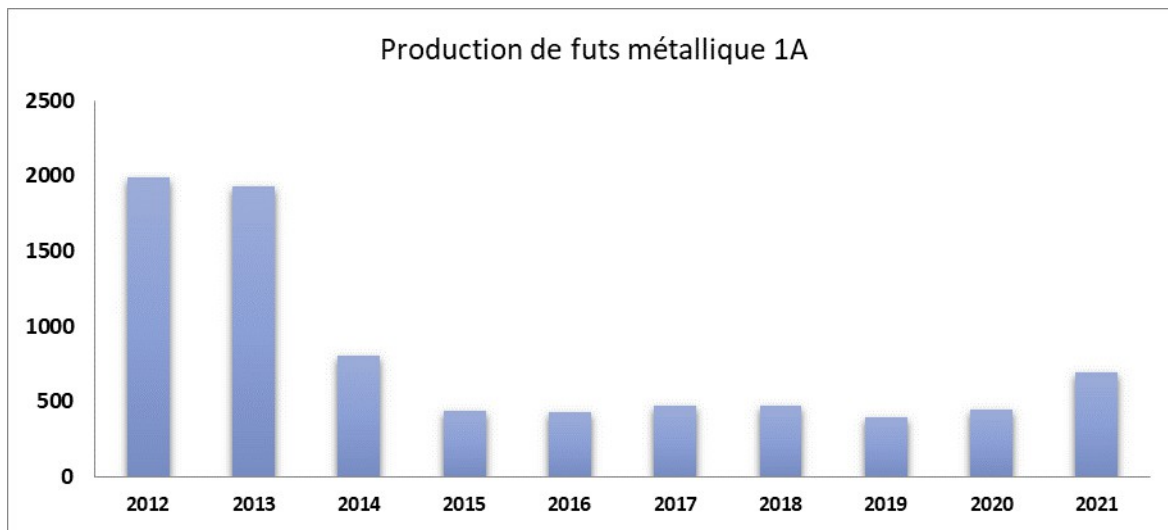


Abbildung 25: Entwicklung der Anzahl der im Zeitraum 2012–2021 produzierten 200-Liter-Metallfässer vom Typ 1A

Die Produktion dieser Art von Verpackungen ist über einen Großteil des Zeitraums (2014–2021) relativ stabil und gering, da die FA-VC-Abfälle, die größtenteils verbrennbar sind, vorrangig an Centraco weitergeleitet werden. Die Werte für 2012 und 2013 sind außergewöhnlich und lassen sich durch die Nichtverfügbarkeit der Verbrennungsanlage von Centraco erklären, die zu einer höheren Produktion von Metallfässern führte, bis die Anlage Mitte 2012 wieder in Betrieb genommen wurde (Auswirkungen waren bis 2014 zu beobachten).

Abbildung 26 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 Dampierre-en-Burly im Zeitraum 2012–2021.

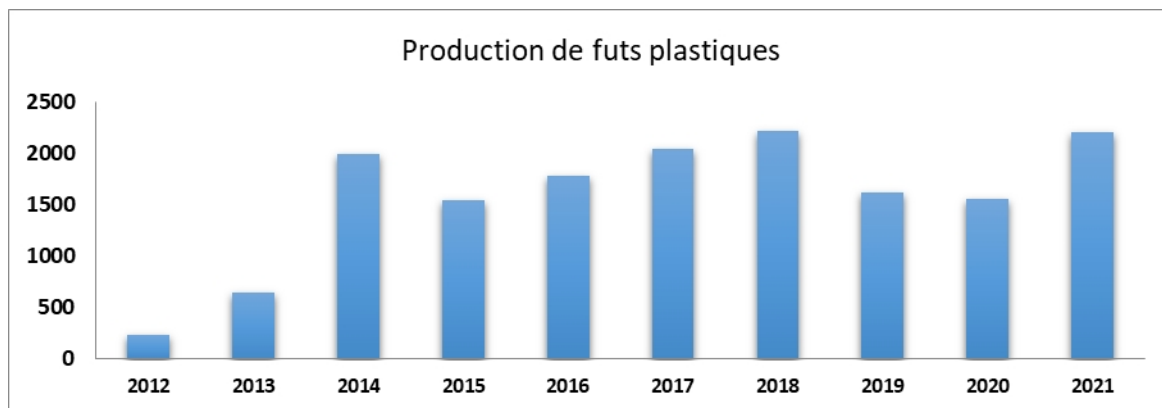


Abbildung 26: Entwicklung der Anzahl der Kunststofffässer mit FA-VC-Abfällen im Zeitraum 2012–2021

Die Produktion der verpackten technologischen Abfälle ging in den Jahren 2012 und 2013 stark zurück; dieser Rückgang steht im Zusammenhang mit der behördlich angeordneten Stilllegung der Centraco-Verbrennungsanlage für einen Zeitraum von 9 Monaten ab September 2011.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Das hohe Aufkommen an Abfallgebinden zwischen 2016 und 2021 lässt sich durch die verbesserte Mülltrennung an der Quelle, das Programm zur Abschaltung der mit Brennstoff beladenen Reaktoren und die Vorbereitungen für die Generalüberholung im Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly erklären.

Anfall von kurzlebigen, schwach- und mittelradioaktiven Prozessabfällen (FAMA-VC)

Die vom Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly erzeugten Konzentrate werden derzeit zur Lagerung im CSA in Betonbehälter verpackt oder in Ausnahmefällen in Tankwagen zur Verbrennung bei Centracco transportiert.

Abbildung 27 zeigt die Entwicklung der Anzahl der im Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly im Zeitraum 2012–2021 erzeugten Betonbehälter und Tankwagen mit Konzentraten.

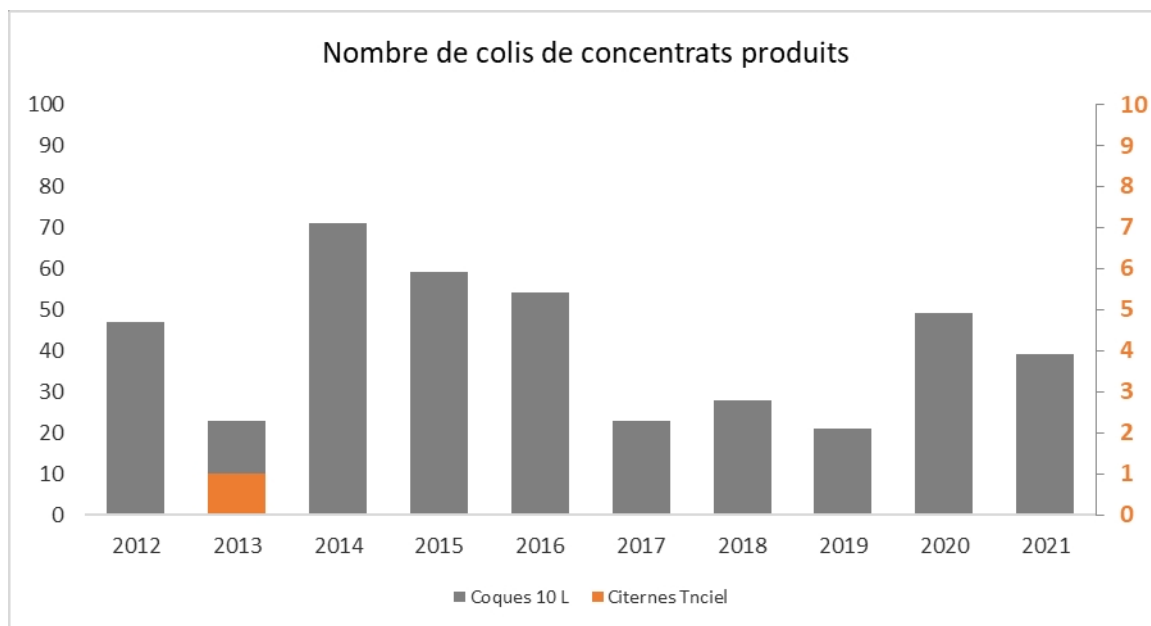


Abbildung 27: Entwicklung der Anzahl der produzierten Konzentratschalen bzw. der zur Verbrennung bei Centracco abtransportierten Konzentrat-Tankwagen im Zeitraum 2012–2021

Die Produktion von Konzentratschalen hängt direkt vom Betrieb der Reaktoren und von der Menge des anfallenden, zu behandelnden Abwassers ab. Die jährliche Produktion von Konzentratschalen liegt bei etwa 30.

Anfall von technologischen Abfällen und Wasserfiltern mit mittlerer Aktivität und kurzer Halbwertszeit

Abbildung 28 zeigt die Produktion von technologischen Abfällen und Wasserfiltern mit mittlerer Aktivität und kurzer Halbwertszeit (MA-VC), die im Zeitraum 2012–2021 vom Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly in Betonschalen verpackt wurden.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

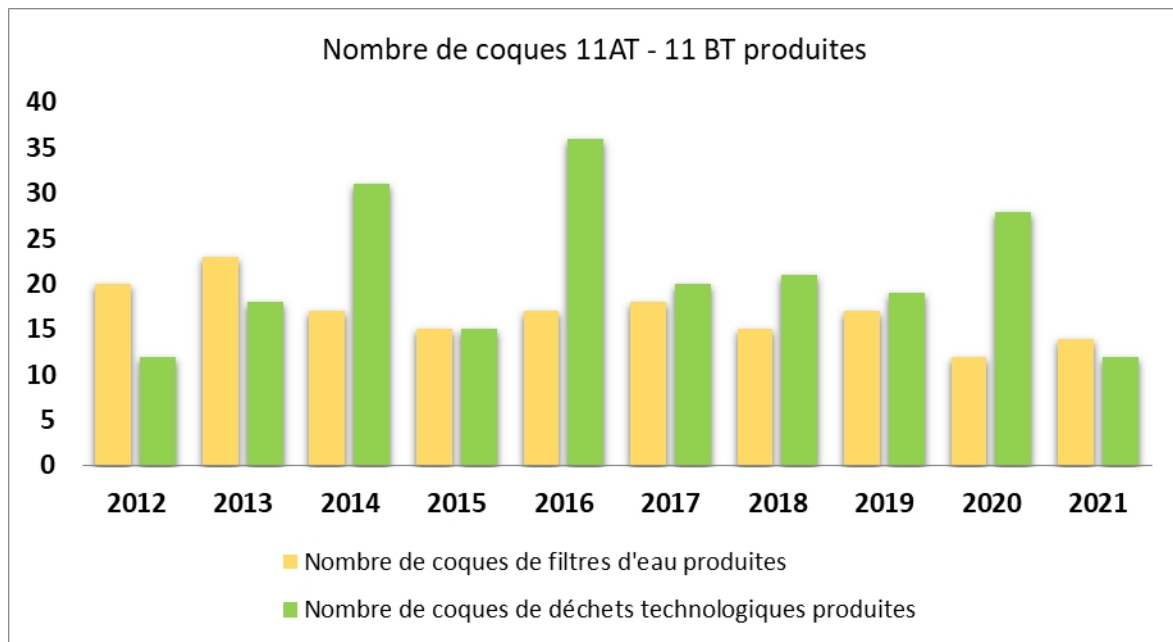


Abbildung 28: Im Zeitraum 2012–2021 hergestellte Hüllen für Wasserfilter und technologische Abfälle

Die Produktion von Wasserfilterhüllen blieb im Zeitraum 2012–2021 stabil und wurde durch keine nennenswerten Betriebsstörungen beeinträchtigt.

Der Anstieg der Anzahl der Hüllen mit technologischen Abfällen in den Jahren 2014 und 2016 hängt mit einer längeren Abschaltung des Reaktors Nr. 4 zur Durchführung der ^{dritten} dezennialen Inspektion im Jahr 2014 sowie auf die vorübergehende Aussetzung der Verdichtung von Abfällen in den Hüllen, bis im Jahr 2016 bestätigt wurde, dass diese Verdichtung keine Auswirkungen auf die Zentriertkörbe der Hüllen hat. Im Jahr 2020 wurde das mit den dezennialen Inspektionen der vier Reaktoren verbundene Industrieprogramm vorgezogen, was zur Herstellung einer größeren Anzahl von Hüllen führte.

Ergriffene Maßnahmen

Um die Abfallbewirtschaftung zu optimieren und das Abfallaufkommen zu begrenzen, hat EDF auf nationaler Ebene zwei wichtige Maßnahmen eingeleitet:

- Entsorgung von Abfällen aus den TFA-Bereichen und von veralteten Werkzeugen aus den AOC-Bereichen:

Die Herausforderungen im Zusammenhang mit den Lagerbereichen des in Betrieb befindlichen EDF-Parks sind sowohl regulatorischer (der INB-Erlass verlangt vom Betreiber, Lagerungsfristen festzulegen, die der Art der Abfälle und den Merkmalen der Lageranlagen angemessen sind) sowie betrieblicher Art (das zusätzliche Volumen an Abfällen und Materialien im Zusammenhang mit bestimmten Wartungsarbeiten, die eine Freigabe der Lagerflächen und/oder Lagerkapazitäten erfordern).

Um diesen Herausforderungen zu begegnen, hat EDF im Jahr 2014 ein Projekt ins Leben gerufen. Ziel ist es, über einen Zeitraum von 10 Jahren 1.000 Container mit Altabfällen und ausrangierten Werkzeugen aus den TFA- und AOC-Bereichen zu entfernen, und zwar durch die Einführung eines speziellen Dienstleistungsangebots für Demontage und Aufbereitung.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Zu diesem Zweck werden die Container zu externen Standorten transportiert, wo ihr Inhalt gemäß den Annahmespezifikationen der Aufbereitungs- (Centraco) und Endlagerungsanlagen (Andra) zerlegt, verpackt oder neu verpackt wird. Die Container selbst werden je nach ihrem Zustand und den Anforderungen des Parks zerlegt oder so umgerüstet, dass sie den Transportvorschriften entsprechen.

Der erste Container des Parks wurde im Dezember 2015 aus dem Lager entnommen. Bis Ende April 2021 wurden 584 Container zur Demontage und Konditionierung der damit verbundenen Abfälle an einen externen Standort abtransportiert. Das Ziel ist die Abtransportierung von durchschnittlich 100 Containern pro Jahr im gesamten Park. Es wurde eine technisch-wirtschaftliche Erfahrungsauswertung erstellt, um die Bewirtschaftungsstrategie zu optimieren und die umgesetzten Rückverfolgbarkeitsmaßnahmen zuverlässiger zu gestalten.

Was das Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly betrifft, so wurden bis Ende 2020 16 Behälter abtransportiert; für den Zeitraum 2020–2025 ist die Aufbereitung von 60 Behältern vorgesehen.

- Begrenzung der mit Wartungsarbeiten verbundenen Abfallauswirkungen (z. B. vorbeugende Reinigung der Dampferzeuger (NPGV)):

Die bis 2010 durchgeführten Reinigungen der Dampferzeuger führten zur Entstehung großer Mengen an Spülabwässern, die vor Ort in doppelwandigen Metallbehältern gelagert und einer von der ASN vorgeschriebenen maximalen Lagerdauer unterworfen wurden. Aufgrund ihrer Eigenschaften war die einzige verfügbare Entsorgungsmöglichkeit für diese Abwässer die Verbrennungsanlage von Centraco. EDF hatte Schwierigkeiten, die festgelegten Lagerfristen einzuhalten, was auf die Behandlungskapazitäten von Centraco und den Umfang des ursprünglich geplanten Reinigungsprogramms zurückzuführen war, der sich nach oben hin entwickelte.

Es wurden Gegenmaßnahmen ergriffen, um die Aufbereitung dieser Abfälle zu ermöglichen. Dennoch hat EDF beschlossen, seine Gesamtstrategie für die Instandhaltung der Dampferzeuger zu überarbeiten, um deren Umweltleistung zu verbessern, indem:

- die Lagerzeiten der Abfälle im Kernkraftwerk zu begrenzen;
- die Schädlichkeit und das Volumen der durch die verschiedenen Wartungsmaßnahmen entstehenden Abfälle zu verringern.

So wurden drei Verfahren zur Behandlung der Abwässer aus der vorbeugenden Reinigung der Dampferzeuger entwickelt. Diese Verfahren basieren auf einem gemeinsamen Prinzip, das darin besteht:

- einer oder mehreren Oxidationsstufen der in diesen Abwässern enthaltenen organischen Stoffe;
- einer Nachbehandlung des behandelten Abwassers durch Dekantierung und anschließende Filterung und/oder Harzbehandlung des Überstands.

Diese Verfahren zielen darauf ab, Folgendes zu erreichen:

- Endabfälle (Feststoffe) in begrenzten Mengen, die mit den Annahmekriterien der Entsorgungswege vereinbar sind;
- eine nach der Behandlung verbleibende flüssige Phase, die den Einleitungsgenehmigungen entspricht;
- charakterisierte Abgase, deren Mengen so gering wie vernünftigerweise möglich sind.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Derzeit sind zwei Verfahren qualifiziert und industriell etabliert:

- Das Fenton-Verfahren: Die industrielle Inbetriebnahme erfolgte erfolgreich im zweiten Halbjahr 2012 im Kernkraftwerk Cattenom. Entsprechend den festgelegten Zielen konnten im Rahmen dieses Vorgangs etwa 1.000 m³ Abwasser behandelt und 12 Tonnen Endabfälle erzeugt werden, die den Annahmespezifikationen des Cires der Andra (Schlämme, Ionenaustauscherharze) und von Centraco (Wasserfilter) sowie 1.000 m³ endgültig „gereinigtes“ Abwasser, das in die Umwelt eingeleitet werden kann. Im Anschluss an diese industrielle Inbetriebnahme wurden im Rahmen der Reinigung der Dampferzeuger zehn weitere Durchläufe durchgeführt, deren Leistung den Erwartungen entsprach.
- Das Verfahren der hydrothermalen Oxidation (OHT): Die industrielle Inbetriebnahme erfolgte erfolgreich im zweiten Halbjahr 2013 im Kernkraftwerk Gravelines. Im Rahmen dieses Vorgangs konnten etwa 1.100 m³ Abwasser gemäß den festgelegten Zielen behandelt werden (20 Tonnen Endabfälle, die den Annahmespezifikationen des Cires der Andra entsprechen, sowie „gereinigte“ Endabwässer, die in die Umwelt eingeleitet werden können). Im Anschluss an diese industrielle Inbetriebnahme wurden im Rahmen der Reinigung der Dampferzeuger elf weitere Durchläufe durchgeführt, deren Leistung den Erwartungen entsprach. Dieses Verfahren wird derzeit im Kernkraftwerk Dampierre eingesetzt.

Das dritte, von COMEX entwickelte Verfahren wurde im Juli 2015 im Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly in den industriellen Betrieb genommen. Dieser Vorgang wurde jedoch nicht zu Ende geführt, da die ersten Ergebnisse nicht den Erwartungen entsprachen. Zudem war der Dienstleister nicht in der Lage, die Bilanz dieses Vorgangs zu berücksichtigen, um die Überarbeitung seines Verfahrens innerhalb der von EDF festgelegten Fristen und im Einklang mit den behördlichen Vorgaben sicherzustellen. Die mit den Maßnahmen verbundenen Abwässer wurden daher per Tankwagen an Centraco transportiert. Dies entsprach 1.389 Tonnen behandelten Abwässern, d.h. 32 Tankwagenladungen im Jahr 2015, 4 Tankwagenladungen im Jahr 2016, 35 Tankwagenladungen im Jahr 2017 und einer Tankwagenladung im Jahr 2019.

Der letzte Vorgang im Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly wurde 2024 am Reaktor 4 (OHT-Verfahren) durchgeführt.

1.2.4.4.2 Bilanz der konventionellen Abfälle

Lagerung

Zur Bewirtschaftung konventioneller Abfälle nutzt das Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly einen speziell eingerichteten Umschlagplatz, um Lagerung, Transport sowie Verwertungs- und Behandlungswege 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 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 Umschlagplatz ermöglicht die getrennte Sammlung, Sortierung, Zusammenführung und Zwischenlagerung der Abfälle, wodurch die Entsorgungsketten (Bewirtschaftungsstufen) optimiert werden. Die Zusammenführung erleichtert zudem die Organisation des Abfalltransports und gewährleistet die Einhaltung der vorgeschriebenen Lagerfristen.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Ergänzend verfügt das Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly zudem über eine Lagerstätte für potenziell pathogene Abfälle, die auf ihre Desinfektion warten. Diese Anlage ermöglicht es, das mit diesen Abfällen verbundene potenzielle pathogene Risiko zu bewältigen, indem insbesondere die Ausbreitung biologischer Kontamination während ihrer Desinfektion verhindert wird.

Anfall konventioneller Abfälle

Konventionelle Abfälle werden in drei Kategorien unterteilt: gefährliche Abfälle, Inertabfälle und gewöhnliche Industrieabfälle (nicht gefährlich, nicht inert).

Die Abbildungen 29, 30 und 31 zeigen die jährliche Abfallbilanz für jede der Abfallkategorien im Zeitraum 2012–2021 durch das Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly.

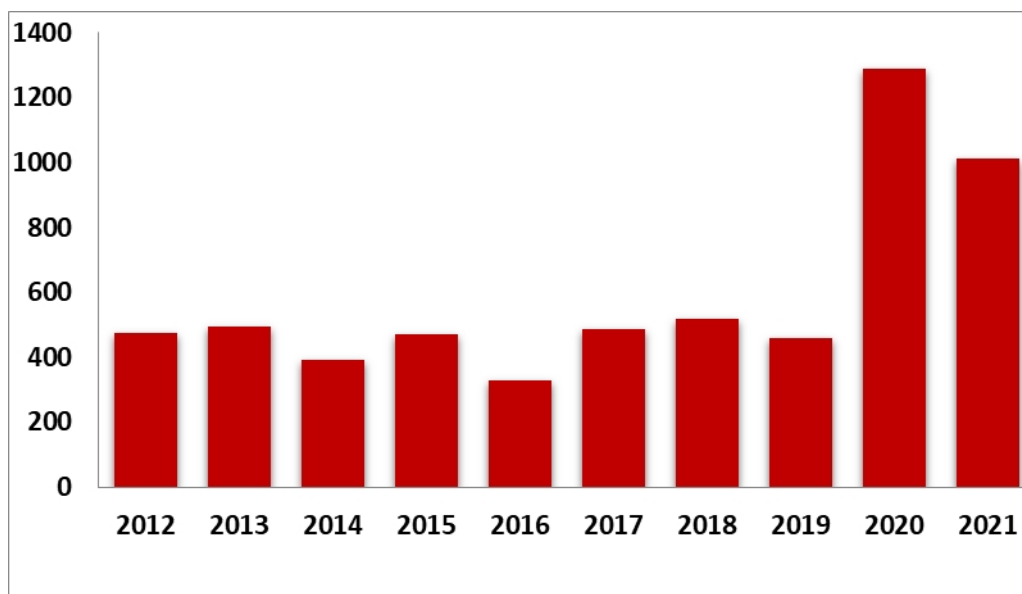


Abbildung 29: Entwicklung des Aufkommens an gefährlichen Abfällen (in Tonnen) im Zeitraum 2012–2021

Das jährliche Aufkommen an gefährlichen Abfällen des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly schwankte im betrachteten Zeitraum je nach Umfang der Wartungsarbeiten. Im Zeitraum 2012–2019 blieb es stabil bei etwa 400 t.

Der ab 2020 zu beobachtende Anstieg des Aufkommens hängt mit einem erhöhten Arbeitsaufwand im Zusammenhang mit der Generalüberholung und den zehnjährigen Inspektionen zusammen.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

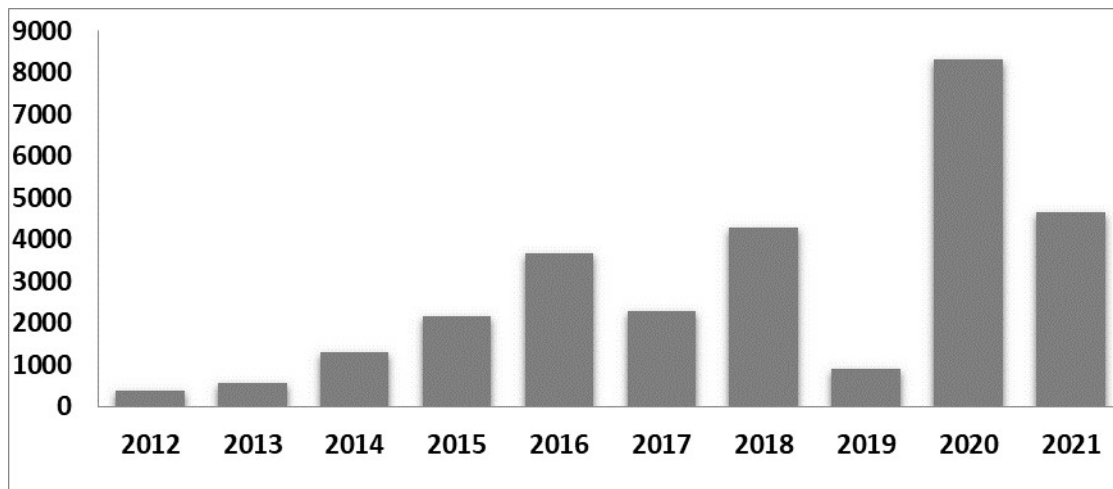


Abbildung 30: Entwicklung des Aufkommens an Inertabfällen (in Tonnen) im Zeitraum 2012–2021

Die Entwicklung des Aufkommens an Inertabfällen ab 2014 ist geprägt von der Durchführung mehrerer Bauvorhaben, insbesondere: der Sanierung und Schaffung zahlreicher Räumlichkeiten im Rahmen des PARTNER-Projekts¹⁶ sowie der Durchführung der Nacharbeiten nach dem Fukushima-Unfall (Bau der Notstromdieselaggregate sowie verschiedener Gleise und Versorgungsnetze). Das höchste Aufkommen an Inertabfällen wurde im Jahr 2020 verzeichnet und ist hauptsächlich auf die Sanierung des Südparkplatzes zurückzuführen (6.500 Tonnen).

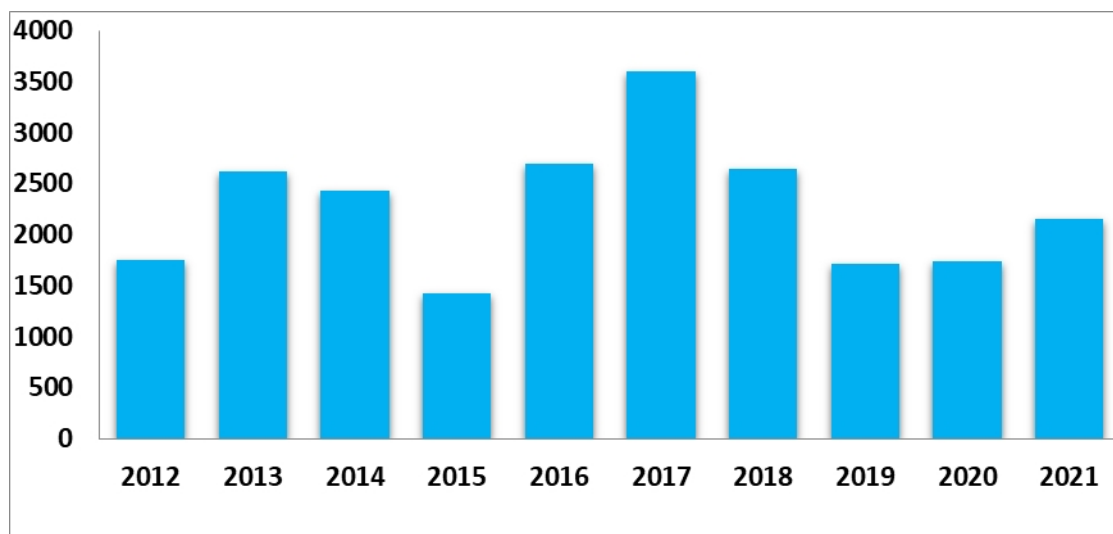


Abbildung 31: Entwicklung des Aufkommens an nicht gefährlichen Abfällen (in Tonnen) im Zeitraum 2012–2021

¹⁶ EDF-Projekt „PARc Tertiaire Nucléaire Éco-Rénové“: Errichtung neuer oder Sanierung bestehender Dienstleistungs- und Industriegebäude auf dem Gelände des Parks.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Das Aufkommen an nicht gefährlichen Abfällen beträgt durchschnittlich 2.000 Tonnen, wobei es je nach Jahr zu recht deutlichen Schwankungen kommt. Das Jahr 2017 war insbesondere durch die Durchführung mehrerer Bauvorhaben geprägt, darunter insbesondere: die Sanierung eines Gebäudes, der Austausch der Pole der Haupttransformatoren und die Entleerung der Abwasseraufbereitungsanlage.

Generell setzt das Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly ein konventionelles Abfallmanagement um, das den im Umweltgesetzbuch festgelegten Grundsätzen entspricht, nämlich:

- die Verringerung des Aufkommens und der Gefährlichkeit konventioneller Industrieabfälle durch eine optimierte Abfallbewirtschaftung;
- die Entstehung von Abfällen durch Prävention (Kommunikation usw.) zu vermeiden;
- Förderung von Recycling und Verwertung.

Ergänzend zur Überwachung des vorgeschriebenen Indikators (IR) im Zusammenhang mit der Verwertung von regulierten Abfällen (Verpackungen, Öle und Batterien) werden seit 2008 jährlich Ziele für alle verwertbaren Abfälle festgelegt (Ival: Abfälle der „Grünen Liste“¹⁷).

Abbildung 32 zeigt die Entwicklung der Verwertungsindikatoren für gesetzlich geregelte Abfälle und die „Grüne Liste“ im Zeitraum 2012–2021.

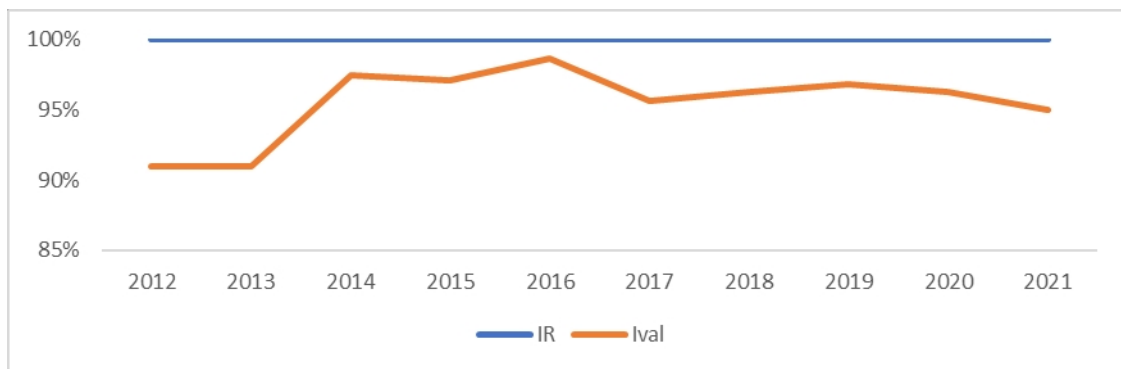


Abbildung 32: Entwicklung der Verwertungsindikatoren für regulierte Abfälle (IR) und der „Grünen Liste“ (Ival)

Die Ergebnisse zeigen, dass das Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly:

- alle regulierten Abfälle verwertet hat;
- seine Leistung bei der Verwertung von Abfällen der „Grünen Liste“ stetig verbessert hat, bis seit 2014 Werte von über 95 % erreicht wurden.

¹⁷ Die „Grüne Liste“ ist das Verzeichnis konventioneller Abfälle, in dem für jeden Abfall der Liste festgelegt ist, welcher Verwertungs- oder Beseitigungsvorgang für den jeweiligen Abfall durchgeführt werden muss.

Umgang mit potenziell pathogenen Abfällen

Das Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly hat Maßnahmen zur Optimierung der Entsorgung potenziell pathogener Abfälle eingeführt, mit dem Ziel, das Aufkommen und die Gefährlichkeit konventioneller Industrieabfälle zu reduzieren.

Tatsächlich sind im Kühlkreislauf der Kondensator und der Luftkühler Orte, an denen sich potenziell pathogene Organismen vermehren können. Um diese Vermehrung zu verhindern, werden vorbeugende Wartungsmaßnahmen durchgeführt, die zur Entstehung folgender Abfälle führen:

- Feste Abfälle und potenziell pathogene Kondensatorrohre, die während ihrer Lagerung vor Ort behandelt werden: Die bevorzugte Methode ist die natürliche Hygienisierung⁽¹⁸⁾, die einfacher umzusetzen ist als andere Verfahren wie die thermische oder chemische Hygienisierung. Sie vermeidet den Einsatz von Bioziden und die Entstehung von Abwässern und erweist sich zudem aus wirtschaftlicher und energetischer Sicht als effizienter. Allerdings reicht diese Methode manchmal nicht aus, um pathogene Organismen vollständig zu vernichten, sodass eine thermische oder chemische Desinfektion erforderlich werden kann. Sie vermeidet den Einsatz von Bioziden und die Entstehung von Abwässern und erweist sich zudem in wirtschaftlicher und energetischer Hinsicht als effizienter. Nach der Desinfektion stellen diese Abfälle keine Gefahr mehr dar und fallen unter die Kategorie der nicht gefährlichen Abfälle. Sie können dann deponiert oder sogar verwertet werden.
- Potenziell pathogene Schlämme und Ablagerungen. Diese Abfälle können nicht auf natürliche Weise hygienisiert werden. Sie werden daher einer chemischen Behandlung unterzogen, bei der der pH-Wert mit Kalkmilch angehoben wird, um eventuell vorhandene pathogene Mikroorganismen (Legionellen und Amöben) zu beseitigen.

Das Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly verfügt über eine Lagerstätte für potenziell pathogene Abfälle.

1.2.4.5 Belästigungen

Das Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly 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, eine Bitte um Auskunft oder auch eine Beschwerde, die sich auf die Anlagen, den industriellen Betrieb des Kernkraftwerks oder dessen Auswirkungen auf die Umwelt beziehen kann.

Um zu überprüfen, ob die Anlage Belästigungen für ihre Umgebung oder die Umwelt verursacht hat, wurden alle Anfragen analysiert, die im Zeitraum von 2012 bis 2021 beim Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly eingegangen sind und mit Unzufriedenheit, Besorgnis oder der Meldung einer ungewöhnlichen Situation in der Umwelt verbunden waren.

Im Zeitraum von 10 Jahren gab es folgende Anfragen bezüglich Beeinträchtigungen:

- Im Jahr 2015: eine Beschwerde wegen Lichtbelästigung infolge der Installation von Strahlern am Gebäude der „Force d'Action Rapide du Nucléaire“. Die Strahler wurden so umgerüstet, dass sie keine Belästigung mehr für die Anwohner verursachen.

¹⁸ Im konkreten Fall der Luftkühler wird eine Desinfektionsanlage zur Behandlung der Dichtungen eingesetzt (Erhitzen auf mindestens 70 °C für mindestens 10 Minuten).

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

- Im Jahr 2016: Eine Beschwerde wegen Belästigung durch Telefonanrufe infolge einer fehlerhaften Zuweisung einer Telefonleitung im Kernkraftwerk. Die Änderung der Leitung wurde vom Kernkraftwerk am Tag nach der Beschwerde vorgenommen.
- Im Jahr 2016: Eine Beschwerde wegen Lichtbelästigung infolge der Installation neuer Leuchten auf dem Rundweg des Kernkraftwerks. Die Glühbirnen wurden in der Nähe des betroffenen Anwohners durch LEDs ersetzt.
- Zwischen 2016 und 2018: Sechs Beschwerden wegen ungewöhnlicher Dauerlärmbelästigung, die vom Kernkraftwerk ausging. Die Ursache dieser Geräusche lag in einem normalen, kurzzeitigen Vakuumvorgang am Kondensator, der für den Neustart eines Reaktors des Kernkraftwerks erforderlich war. Darüber hinaus erfolgte bereits nach den ersten Beschwerden eine Information im Rahmen der Lokalen Informationskommission (CLI) sowie in den für das Kernkraftwerk zuständigen Rathäusern.
- Im Jahr 2019: Eine Beschwerde eines Anwohners aufgrund wiederholter missbräuchlicher Parkpraktiken von Mitarbeitern des Kernkraftwerks auf dem Grundstück des Anwohners. Das Kernkraftwerk hat umgehend Aufkleber, Absperrband mit Schildern und Parkverbotsplaketten angebracht. Zudem wurden alle Mitarbeiter darüber informiert, um sie an das Parkverbot auf dem Grundstück des betroffenen Anwohners zu erinnern.
- Im Jahr 2020: Eine Beschwerde bezüglich Lärmbelästigungen durch Schießübungen der PSPG¹⁹. Noch am selben Tag wurden Lärmmessungen am Schießstand durchgeführt. Diese Messungen bestätigten, dass die Lärmbelästigungen im Rahmen des Hintergrundlärms liegen. Die PSPG hat dennoch ihr Schießprotokoll überarbeitet, um die Lärmbelästigungen zu verringern.

Darüber hinaus ist der Lärm von INB geregelt. Insbesondere ist gemäß Artikel

4.4.5. I. der Umweltentscheidung vorgesehen, dass der Betreiber mindestens einmal alle zehn Jahre auf eigene Kosten eine Messung der Lärmemissionen seines Standorts durchführt. In Absatz I-2.7 sind die Ergebnisse der 2016 durchgeführten Lärmesskampagne dargestellt.

1.3 Fazit

Das Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly verfügt über ein System zur Begrenzung der von der Anlage ausgehenden Beeinträchtigungen für die geschützten Interessen (Zertifizierung nach ISO 14 001, Optimierung der Abwasser- und Abfallentsorgung, Umweltüberwachung, Erhaltung der Biodiversität) sowie zur Einhaltung der für die Anlage geltenden Vorschriften zur Begrenzung der Beeinträchtigungen.

Die Analyse der gewonnenen Erfahrungen und die im Rahmen der regelmäßigen Überprüfung durchgeführten Kontrollen zur Bewertung 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 ergriffen und überwacht deren Umsetzung.
- Das Management bedeutender Ereignisse ist gut in das integrierte Managementsystem des Kernkraftwerks eingebunden. Für alle

¹⁹ Spezialisierte Schutzstaffel der Gendarmerie

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

wichtigen Ereignisse, die im Berichtszeitraum im Kernkraftwerk erfasst wurden. Ein wiederkehrendes Problem (Überschreitung des gesetzlichen Grenzwerts am Ausgang des Ölabscheiders der Anlage) wurde identifiziert und wirksam behoben. Die wichtigen 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 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly im betrachteten Zeitraum hat keinen signifikanten Anstieg einer Ableitung aufgezeigt, weder schrittweise noch wiederholt, dessen Ursache ein Geräteausfall gewesen wäre; es wurde keine nicht als EIPi klassifizierte Ausrüstung identifiziert, die jedoch zum Schutz der Interessen beiträgt und in die Liste der EIPi des Kernkraftwerks aufgenommen werden müsste.
- Die Bilanz der Wärmeabgaben zeigt, dass das Kernkraftwerk im Betrachtungszeitraum die gesetzlichen Grenzwerte eingehalten hat.
- Die Bilanz der Abfallbewirtschaftung im betrachteten Zeitraum zeigt, dass das Kernkraftwerk Fortschritte bei der Bewältigung der Abfallbewirtschaftung erzielt hat.

Die Organisation des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly ermöglicht es ihm, die Einhaltung der geltenden Vorschriften sicherzustellen und die von der Anlage ausgehenden Beeinträchtigungen für die geschützten Interessen unter Kontrolle zu halten.

KAPITEL 2: NEUBEWERTUNG



ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Abschnitt: Aktualisierung der Bewertung der Beeinträchtigungen, die das Kernkraftwerk für die geschützten Interessen darstellt

Abschnitt – Aktualisierung der Bewertung der Beeinträchtigungen, die das Kernkraftwerk für die geschützten Interessen darstellt

2.1 Analyse der Wirksamkeit der Maßnahmen zur Vermeidung und Minderung der durch das Kernkraftwerk verursachten Auswirkungen und Belastungen im Hinblick auf die Effizienz der besten verfügbaren Techniken

Artikel 1.3.1 der Umweltentscheidung sieht vor: „Der Betreiber führt in regelmäßigen Abständen 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 Wirksamkeit der Maßnahmen zur Vermeidung und Minderung der von der Kernkraftanlage Dampierre-en-Burly verursachten Auswirkungen und Belastungen im Hinblick auf die Wirksamkeit der besten verfügbaren Techniken, die sogenannte BVT-Analyse, befasst sich mit den Auslegungsmaßnahmen, den Betriebspraktiken und dem Optimierungsansatz, die von EDF in der Kernkraftanlage Dampierre-en-Burly umgesetzt werden.

Der Umfang der BVT-Analyse wird in Verbindung mit den in Artikel

4.1 des INB-Erlasses, in Anwendung des Grundsatzes der Verhältnismäßigkeit im Hinblick auf die betroffenen Belange, wie in Artikel 1.1 des vorgenannten Erlasses beschrieben. Die Nachteile, die das Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly für die im Rahmen dieser Analyse berücksichtigten geschützten Interessen mit sich bringt, stehen im Zusammenhang mit:

- Wasserentnahmen und -verbrauch;
- Einleitung radioaktiver und chemischer Abwässer;
- Wärmeeinleitungen;
- radioaktiven und konventionellen Abfällen;
- Belästigungen durch Lärmemissionen;
- Belästigungen durch die Ausbreitung pathogener Mikroorganismen.

Die BVT-Analyse bezog sich auf:

- die Einleitung radioaktiver und chemischer Abwässer, die Abfälle und die Lärmemissionen, die durch die Anlagen im Zusammenhang mit den Prozessen der nuklearen und konventionellen Inseln verursacht werden (siehe Abbildung 33);
- die Wasserentnahme und den Wasserverbrauch, die Einleitung chemischer Abwässer sowie die Abfälle, die durch die Hilfsanlagen des konventionellen Bereichs verursacht werden (siehe Abbildung 33);
- die Wasserentnahme und der Wasserverbrauch, die Einleitung chemischer Abwässer, die Ausbreitung pathogener Mikroorganismen, die Wärmeabgabe, die Abfälle und die Lärmemissionen, die durch die Kaltquelle verursacht werden (siehe Abbildung 33).

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

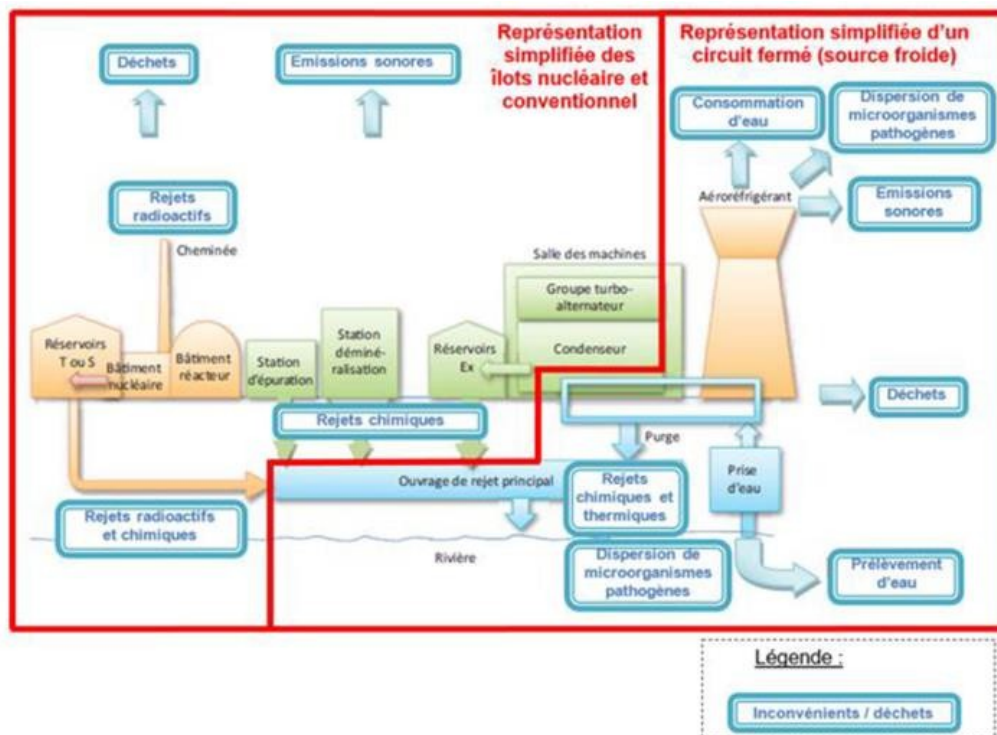


Abbildung 33: Typisches Schema eines am Flussufer gelegenen Kernkraftwerks vom Typ REP mit sogenanntem „geschlossenem“ Kühlkreislauf

Die durchgeführte BVT-Analyse zeigt, dass die Vermeidung und Verringerung der durch das Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly verursachten Beeinträchtigungen und Abfälle 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 Rahmenbedingungen, behördlichen Anforderungen und Kosten ein Gesamtoptimum zu definieren.

Darüber hinaus ermöglichen die technologische Beobachtung sowie die Kenntnis und Analyse internationaler Praktiken und anerkannter Leitfähden die Validierung der von EDF getroffenen technischen und strategischen Entscheidungen. Sie tragen zudem zum Prozess der kontinuierlichen Verbesserung der Umwelleistung des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly bei.

Zusammenfassend lässt sich sagen:

- Auf der Ebene des Kernkraftwerks (prozessbezogene Anlagen und Hilfsanlagen) entsprechen die technischen Vorkehrungen und Betriebspraktiken zur Vermeidung und Reduzierung von Ableitungen den international anerkannten und umgesetzten Standards. Insbesondere bei den prozessbezogenen Anlagen der nuklearen und konventionellen Inseln sind die Emissionswerte des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly mit denen internationaler Kernkraftwerke zur Stromerzeugung vergleichbar.
- Auf Ebene des Kernkraftwerks wird die Abfallbewirtschaftung von der Erzeugung bis zur Entsorgung entsprechend den als BVT identifizierten Entsorgungs- und/oder Behandlungsverfahren optimiert. Die Analyse der Erfahrungswerte aus dem Kraftwerkspark sowie der von ausländischen Betreibern getroffenen Maßnahmen ermöglicht einen Überblick über die

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

nationalen und internationalen bewährten Praktiken und trägt zum Prozess der kontinuierlichen Verbesserung bei, der innerhalb von EDF etabliert wurde.

- Im Allgemeinen wird die Kontrolle der Lärmemissionen einerseits durch die Umsetzung von Maßnahmen zur Begrenzung des Lärmpegels der Anlagen und andererseits durch die Überprüfung der Einhaltung der vorgeschriebenen Lärmgrenzwerte mittels regelmäßiger Messkampagnen gewährleistet.
- Bei den Hilfsanlagen des konventionellen Kraftwerksblocks (insbesondere der Anlage zur Herstellung von entmineralisiertem Wasser) ermöglichen die vom Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly getroffenen Maßnahmen in den Bereichen Auslegung, Betrieb und Überwachung, die mit der Wasserentnahme und dem Wasserverbrauch verbundenen Beeinträchtigungen zu begrenzen.
- Für den Bereich der Kaltwasserquelle stehen die umgesetzten Auslegungs- und Betriebsmaßnahmen hinsichtlich der Wasserentnahme und des Wasserverbrauchs sowie der Wärmeabgabe im Einklang mit den Empfehlungen des BREF ICS (Referenzdokument zur Anwendung der besten verfügbaren Techniken für industrielle Kühlsysteme, Europäische Kommission – 2001) und anerkannten internationalen Leitfäden.
- Ebenso entsprechen die umgesetzten Planungs- und Betriebsmaßnahmen hinsichtlich der chemischen Einleitungen aus der Kaltwasserquelle, wie beispielsweise der durch die biozide Behandlung verursachten Einleitungen, den Empfehlungen des BREF ICS und anerkannten internationalen Leitfäden.
- Schließlich wird die Eindämmung der Ausbreitung pathogener Mikroorganismen durch eine Strategie zur Reduzierung an der Quelle und zur Begrenzung des mikrobiologischen Risikos sowie durch die Überwachung dieser Mikroorganismen gewährleistet, in Übereinstimmung mit den Empfehlungen des BREF ICS und internationaler Leitfäden.

Angesichts der ökologischen Herausforderungen und der lokalen Gegebenheiten des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly lassen die Gesamtumweltleistungen des Kraftwerks den Schluss zu, dass die umgesetzten Maßnahmen insgesamt als den besten verfügbaren Techniken (BVT) gleichwertig anzusehen sind.

2.2 Analyse des chemischen und radiologischen Zustands der Umwelt in der Umgebung des Kernkraftwerks

Gemäß Artikel 3.3.6 der Umweltentscheidung „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 in Teil II – Kapitel II – § I-2.3 dargelegt, 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.“*

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

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 Umgebung des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly bestand aus einer Untersuchung der räumlichen (Unterschiede zwischen Messstationen oberhalb und unterhalb des Kernkraftwerks) und zeitlichen (Entwicklungstendenzen zwischen 2010 und 2019) Entwicklung der Werte der chemischen, physikalisch-chemischen und biologischen Parametern der Loire, um festzustellen, ob Unterschiede zwischen den Messstationen bestehen, und um zu überprüfen, ob die flüssigen und thermischen Einleitungen des Kernkraftwerks keinen wahrnehmbaren Einfluss auf den aufnehmenden Gewässer (die Loire) haben (siehe Abbildung 34).

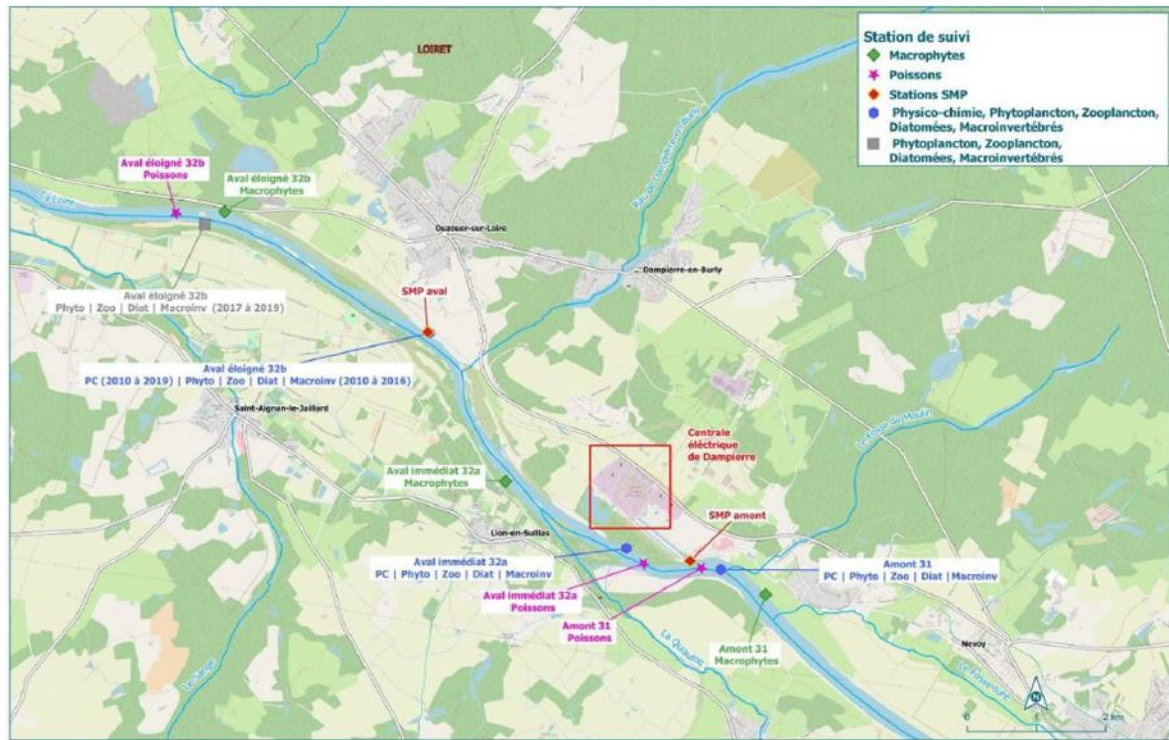


Abbildung 34: Lage der Umweltüberwachungsstationen stromaufwärts und stromabwärts des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly (die unmittelbar stromabwärts gelegene Station „32a – aval proche“ wird im Rahmen der vorliegenden Studie nicht berücksichtigt, außer für die Fischereidaten).
© Kartografie: Aquascop 2020

Die im Rahmen dieser Studie verwendeten Daten stammen aus der vorgeschriebenen Umweltüberwachung des Kernkraftwerks, die Folgendes umfasst:

- eine kontinuierliche Überwachung (stündliche Daten) physikalisch-chemischer Parameter (Temperatur, pH-Wert, gelöster Sauerstoff, Leitfähigkeit);
- punktuelle Messkampagnen zu folgenden chemischen Parametern: Hydrazin, Morphin, Tenside, Kohlenwasserstoffe, Chloroform, Metalle (Kupfer, Zink, Mangan, Eisen, Nickel, Chrom, Aluminium, Blei), Bor, Chloressigsäuren, Gesamtchlor;
- punktuelle Messkampagnen zu physikalisch-chemischen Parametern: Hydrogencarbonate, Gesamthärte, CSB, BSB₅, CSB, Nitrite, Nitrate, Ammonium, Stickstoff (Kjeldahl und Gesamt), Schwebstoffe (MES), Wassertemperatur, pH-Wert, gelöster Sauerstoff, Leitfähigkeit, Phosphate, Gesamtphosphor, Trübung, Transparenz, Kieselsäure,

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Chloride, Natrium, Sulfate, Kalzium, Magnesium, Kalium, Gesamtalkalität (TAC);

- punktuelle Erhebungen der biologischen Deskriptoren.

Die berücksichtigten biologischen Indikatoren sind repräsentativ für die Nahrungskette, insbesondere für die Produzenten (Phytoplankton, benthische Kieselalgen und Makrophyten) sowie für Primär- und Sekundärkonsumenten (Zooplankton, benthische Makroinvertebraten und Fische).

Die Ergebnisse lauten wie folgt:

In chemischer Hinsicht:

- Was die wichtigsten im Bezugszeitraum beobachteten zeitlichen Entwicklungen betrifft, so liegen die Konzentrationen zahlreicher chemischer Parameter unterhalb der Bestimmungsgrenzen. Die Bestimmung der Mikroverunreinigungen lässt keinen jährlichen Trend erkennen. Die wichtigsten im Bezugszeitraum beobachteten zeitlichen Veränderungen betreffen die Metalle, deren Gehalt meist unterhalb der Bestimmungsgrenzen liegt und keinen Trend aufweist; allerdings sind bei Hochwasser Konzentrationsspitzen zu verzeichnen, die nicht mit dem Betrieb des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly in Zusammenhang stehen.
- Die nennenswerten Unterschiede zwischen den Messstationen betreffen ausschließlich die Gehalte an Kupfer, Mangan und Zink, die an der stromabwärts gelegenen Station höher sind, ohne jedoch die Umweltqualität zu beeinträchtigen. Bei Mangan scheinen die höheren Werte in hydrologisch überdurchschnittlichen Jahren erreicht zu werden.

In physikalisch-chemischer Hinsicht:

- Die gesamte physikalisch-chemische Überwachung, die auf beiden Seiten des Untersuchungsgebiets durchgeführt wurde, zeigt für den Zeitraum 2010–2019 keine Entwicklungstendenz, jedoch einen Rückgang der Trübung des Wassers an beiden Messstationen.
- Die Unterschiede zwischen den Messstationen betreffen den chemischen Sauerstoffbedarf (CSB), den Gesamtstickstoff und mehrere Bestandteile der Mineralisierung. Bei diesen Parametern liegen die Werte an der stromabwärts gelegenen Messstation höher. Beim Gesamtstickstoff weisen die bei der Berechnung des Gesamtstickstoffs berücksichtigten Stickstoffverbindungen insgesamt keinen signifikanten Unterschied zwischen den Messstationen auf. Die festgestellten Unterschiede sind jedoch angesichts der Wertebereiche für diese Parameter und der Berechnungsmethode für den Gesamtstickstoff sehr gering. Diese Unterschiede zwischen den Messstationen haben daher keine Auswirkungen auf das aquatische Ökosystem.

In biologischer Hinsicht sind die Bioindikatoren im Bezugszeitraum im Allgemeinen relativ stabil, und die berücksichtigten biologischen Deskriptoren liefern auf beiden Seiten des Kernkraftwerks einheitliche biologische Indikationen:

- Die Analyseergebnisse der Algenpopulationen (Phytoplankton und Kieselalgen) zeigen, dass diese recht vielfältig sind. Sie sind charakteristisch für den Mittellauf dieser Flussart, im betrachteten Zeitraum relativ stabil und an beiden Messstationen ähnlich.
- Die Analyseergebnisse der Zooplanktonuntersuchung zeigen, dass die Population im Wesentlichen aus Rädertierchen besteht, was einer üblichen Situation entspricht. Sie

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

zeigen eine gewisse Stabilität von 2010 bis 2016, waren jedoch insbesondere in den Jahren 2018 und 2019 deutlich höheren Schwankungen und höheren Beständen ausgesetzt. Die deutlich höheren Dichten im unterhalb gelegenen Abschnitt lassen sich durch die unterschiedliche Vegetationsdichte an den einzelnen Messstellen erklären, die einen günstigen Lebensraum für die Entwicklung dieser Organismen bildet.

- Die Analyseergebnisse der Untersuchung der benthischen Makroinvertebraten belegen, dass die Population überwiegend aus Insekten besteht. Diese faunistische Zusammensetzung ist im Bereich der mittleren Loire recht typisch. Die biologische Qualität hat sich vor allem zwischen 2010 und 2017 verbessert. Ein Anstieg der Indexwerte der Indikatoren IBGN und MGCE ist bemerkbar. Die Verschmutzungsempfindlichkeit der Population (GFI) sowie die Gemeinschaften der Eintagsfliegen, Steinfliegen und Köcherfliegen sind im Zeitverlauf stabil. Die taxonomische Gesamtvielart der Wirbellosen ist an der stromaufwärts gelegenen Messstelle höher, jedoch zeigen die Qualitätsindikatoren keinen signifikanten Unterschied. Dies könnte durch einen möglichen Einfluss des Niedrigwassers auf die biologische Qualität der stromabwärts gelegenen Messstelle erklärt werden, bedingt durch Algenblüten und den Anstieg der Sommertemperaturen.
- Die Ergebnisse der Analysen der Fischbestände zeigen, dass diese recht gut diversifiziert und strukturiert sind. Zudem entsprechen die Fischgemeinschaften dem für die Loire bei Dampierre-en-Burly typischen Artenspektrum. Die Analysemetriken sind über den Untersuchungszeitraum hinweg relativ stabil. Der Einfluss jährlicher hydroklimatischer Schwankungen und deren Auswirkungen auf die Zugänglichkeit, die Menge und die Qualität der Fischlebensräume sowie Änderungen der Fangmethoden im Laufe des Untersuchungszeitraums können die Schwankungen von Jahr zu Jahr erklären. Zwischen den beiden Messstationen wurden keine signifikanten Unterschiede festgestellt.
- Die Ergebnisse der Makrophytenuntersuchung zeigen, dass die Vegetationsstruktur charakteristisch für einen eutrophen Großfluss in der Ebene ist und der Biotypologie der mittleren Loire entspricht. Die Unterschiede zwischen den Messstellen sind auf eine größere Lebensraumvielfalt stromaufwärts zurückzuführen, die die taxonomische Vielfalt dieser Organismen begünstigt. Die seit 2017 (dem Jahr des Beginns der Überwachung) festgestellten zeitlichen Entwicklungen sind auf Schwankungen der Umweltbedingungen wie Hydrologie und Wassertemperatur zurückzuführen.

In Anwendung des Beschlusses ASN Nr. 2013-DC-0360, der 2016 geändert wurde, wird seit 2017 eine Anpassung des Probenahmeprotokolls für Wirbellose durchgeführt. So wird das Protokoll des „Indice Biologique Global Normalisé“ (IBGN) durch das „experimentelle Probenahmeprotokoll für Makroinvertebraten in tiefen Fließgewässern“, das sogenannte MGCE, ersetzt. Für die Zwecke der Analyse wird daher zwischen den beiden Zeiträumen unterschieden.

Bei den ichthyologischen Bestandsaufnahmen wurde bis einschließlich 2015 die Methode der partiellen Punktfischerei angewendet; ab 2016 wurde gemäß der Wasserrahmenrichtlinie auf eine gemischte Punktfischerei (zu Fuß und vom Boot aus) umgestellt, was jedoch keinen Einfluss auf die Analysen hat.

Zwar weisen einige physikalisch-chemische Parameter Unterschiede zwischen den Messstellen auf, doch sind die festgestellten Abweichungen sehr gering und haben keine nachweisbaren funktionellen Auswirkungen. Die berücksichtigten biologischen Deskriptoren liefern auf beiden Seiten des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly einheitliche biologische Indikatoren, wobei die wenigen festgestellten Abweichungen im Wesentlichen auf die ökologischen Besonderheiten dieser beiden Abschnitte des Loire-Laufs zurückzuführen sind (Habitatvielfalt, Hydrologie, Temperatur). Der Fall der Makrophyten (die erst seit 2017 untersucht werden) veranschaulicht diese Besonderheiten.

Zusammenfassend lässt sich sagen, dass die Analyse aller im Rahmen der Überwachung der aquatischen Umwelt des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly gewonnenen Daten den Schluss zulässt, dass durch dessen Betrieb keine nennenswerten Auswirkungen entstehen.

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 Dampierre-en-Burly stützt sich auf die jährlichen und zehnjährigen radioökologischen Studien mit „niedrigem Hintergrundrauschen“. Sie umfasst einen Vergleich der Analyseergebnisse, die im ursprünglichen Referenzzustand (oder Nullpunkt) vor der Inbetriebnahme des Kernkraftwerks ermittelt wurden, mit den Ergebnissen, die im aktuellen Referenzzustand ermittelt wurden.

Die wichtigsten Schlussfolgerungen dieser Analyse für den Zeitraum 2010–2019 lauten wie folgt:

- Die in der terrestrischen und aquatischen Umwelt in der Umgebung des Kernkraftwerks Dampierre vorhandene Radioaktivität ist überwiegend natürlichen Ursprungs und geht im Wesentlichen auf Kalium-40 und Beryllium-7 zurück.
- In der terrestrischen Umwelt in der Umgebung des Kernkraftwerks Dampierre stammt die künstliche Radioaktivität überwiegend aus den Restwerten des atmosphärischen Fallouts von Atomtests in der Atmosphäre, aus dem Fallout des Unfalls von Tschernobyl und in geringerem Maße aus dem Fallout von Fukushima. Diese Ereignisse sind der Grund für den Nachweis von Cäsium-134 und -137, Jod-131 sowie – ausschließlich im Zusammenhang mit den Atomtests – von Strontium-90, Alpha-Strahler (Plutonium-238, Plutonium-239 und -240, Americium-241), Kohlenstoff-14 und Tritium. Die beiden letztgenannten Radionuklide entstehen zudem auf natürliche Weise und sind in den Abwässern des Kernkraftwerks enthalten. Mit Ausnahme einer punktuellen Markierung²⁰ mit Kohlenstoff 14 in bestimmten Proben (Wildfleisch im Jahr 2012 und Wiesengras im Jahr 2017) in der Nähe des Kernkraftwerks sowie einer Markierung mit organischem Tritium in Boden- und Milchproben im Rahmen der Zehnjahresbilanz von 2012, konnte kein Beitrag der genehmigten Abwasserableitungen des Kernkraftwerks Dampierre zu den in der terrestrischen Umwelt in der Nähe des Kraftwerks gemessenen Aktivitäten nachgewiesen werden. Die Auswirkungen der genehmigten Abgasableitungen des Kernkraftwerks auf die Umwelt sind vernachlässigbar.
- In der aquatischen Umwelt stammt die künstliche Radioaktivität zum Teil aus den Restwerten des Fallouts von Atomtests in der Atmosphäre (Cäsium 137, Strontium 90, Plutonium 238, Plutonium 239+240, Americium 241) sowie aus dem Fallout der Unfälle von Tschernobyl und Fukushima (Cäsium-134 und -137). Der Fallout aus den Atomwaffentests in der Atmosphäre trägt ebenfalls zum Tritiumgehalt in der Umwelt bei und

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 die quantifizierten Aktivitätswerte aus.

Kohlenstoff-14. Diese beiden Radionuklide entstehen zudem auf natürliche Weise und gehören ebenfalls zu den Radionukliden, die in den flüssigen Abwässern der Anlagen des Kernkraftwerks (CNPE) enthalten sind. Die 2013 und 2018 gemessenen Aktivitätswerte für Cäsium-134, die nahe am Entscheidungsschwellenwert liegen, lassen keine Unterscheidung zwischen den Abwässern des Kernkraftwerks Dampierre und denen des stromaufwärts an der Loire gelegenen Kernkraftwerks Belleville-sur-Loire zu. Der Nachweis von Jod-131 ist auf die medizinische Verwendung dieses Radionuklids in den stromaufwärts an der Loire gelegenen nuklearmedizinischen Einrichtungen zurückzuführen. Die Einleitung radioaktiver Abwässer aus dem Kernkraftwerk Dampierre ist Ursache für den Nachweis von Spuren gamma-emittierender Radionuklide (Kobalt-58 und -60, metastabiles Silber-110 und Mangan-54 in den Sedimenten und den untergetauchten Blütenpflanzen) mit höheren Aktivitätswerten und Nachweishäufigkeiten stromabwärts als stromaufwärts, zu denen noch der Beitrag derselben Radionuklide hinzukommt, die in den Einleitungen des stromaufwärts an der Loire gelegenen Kernkraftwerks Belleville-sur-Loire enthalten sind. Was die Beta-Strahler betrifft, so wurden 2018 ebenfalls Spuren von Nickel-63 im Zusammenhang mit den Ableitungen des Kernkraftwerks festgestellt (in den untergetauchten Blütenpflanzen). Die Aktivitäten von Kohlenstoff-14 sowie von freiem und organisch gebundenem Tritium, die über dem Hintergrundwert ohne industriellen Einfluss liegen, sind auf die genehmigten Ableitungen der Anlagen des Kernkraftwerks Dampierre und/oder des stromaufwärts an der Loire gelegenen Kernkraftwerks Belleville-sur-Loire zurückzuführen. Die Auswirkungen dieser Markierungen sind vernachlässigbar.

Zusammenfassend lässt sich sagen, dass die Radioaktivität in der terrestrischen und aquatischen Umwelt in der Umgebung des Kernkraftwerks Dampierre überwiegend natürlichen Ursprungs ist und seit dem Referenzzustand stabil geblieben ist. Darüber hinaus ist die künstliche Radioaktivität hauptsächlich auf den globalen atmosphärischen Niederschlag und in geringerem Maße auf die genehmigten Ableitungen radioaktiver Abwässer durch das Kernkraftwerk Dampierre und das stromaufwärts an der Loire gelegene Kernkraftwerk Belleville-sur-Loire zurückzuführen. Angesichts der unter Einsatz der besten verfügbaren Techniken gemessenen Werte sind die Auswirkungen der Einleitung radioaktiver Abwässer aus dem Kernkraftwerk Dampierre auf die Umwelt vernachlässigbar.

2.3 Analyse des chemischen und radiologischen Zustands der Umwelt am Kernkraftwerk (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 Boden Zustands der Anlage.“

Die Analyse des Boden Zustands der Kernkraftwerksanlage Dampierre-en-Burly stützte sich auf die Umweltdaten des Standorts, auf die Grundwasserüberwachung im Zeitraum von Januar 2011 bis Dezember 2019 sowie auf die Bodenuntersuchungen, die im INB-Perimeter durchgeführt wurden.

Das Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly war Gegenstand verschiedener Ausbauarbeiten, die im Wesentlichen aus einer erheblichen Aufschüttung des Geländes bestanden, um die Werksplattform des Kernkraftwerks auf eine Höhe von 126,1 m NGF anzuheben, die Errichtung geotechnischer Einfassungen, um die Baugruben während der Bauarbeiten trocken zu halten, sowie die Anlage eines Zu- und Ableitungskanals.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Im Bereich des Kernkraftwerks gibt es zwei miteinander verbundene Grundwasserkörper: den oberflächennahen Grundwasserkörper in den Schwemmböden der Loire und den Grundwasserkörper in der Kreide. Direkt am Kernkraftwerk erfolgt die Speisung dieses Grundwasserkörpersystems durch die Loire, stromaufwärts einer Schwelle, die sich zwischen dem Zu- und dem Ableitkanal befindet. Die Grundwasserströmungen verlaufen von O/NO nach W/SW außerhalb des geotechnischen Schutzbereichs und von O nach W im Bereich des Reaktors Nr. 4; im Bereich der Reaktoren Nr. 1 und 2 ändern sie dann ihre Richtung und verlaufen von SO nach NW.

Seit seiner Inbetriebnahme führt das Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly eine qualitative und quantitative Überwachung des Grundwassers durch, das sich direkt unter dem Kraftwerk befindet. Diese Überwachung wurde im Laufe der Zeit weiterentwickelt, um sie an die baulichen Maßnahmen und die sich ändernden behördlichen Anforderungen anzupassen. Für jeden überwachten Parameter wurden für alle Kernkraftwerksstandorte Schwellenwerte festgelegt: ein Schwellenwert S1 (Untersuchungsschwelle) und ein Schwellenwert S2 (Maßnahmenschwelle). Ergänzend dazu wurden Richtwerte für die Wasserqualität definiert, die bei der Auswertung der Messungen helfen sollen. Diese gelten für bestimmte allgemeine physikalisch-chemische Eigenschaften des Gewässers wie den pH-Wert, die Leitfähigkeit sowie für Elemente wie Eisen, Mangan und Aluminium.

Die Auswertung aller Messungen der chemischen Grundwasserüberwachung zwischen 2011 und 2019 umfasste die Ergebnisse von etwa 16.700 Analysen, die an 34 Piezometern im Bereich des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly durchgeführt wurden, und zeigte Überschreitungen der Grundwasserüberwachungsschwellenwerte S1 (Untersuchungsschwelle) oder S2 (Maßnahmenschwelle) oder VQI (Qualitätsrichtwert) bei folgenden Parametern:

- Cadmium und Blei: punktuelle Überschreitungen der Untersuchungsgrenzwerte stromaufwärts des Kernkraftwerks (am Piezometer 0SEZ041PZ). Diese Überschreitungen sind daher nicht auf den Standort zurückzuführen und stehen im Zusammenhang mit der geochemischen Hintergrundbelastung des Kernkraftwerks;
- Nickel: eine punktuelle und vereinzelte Überschreitung des Aktionsgrenzwerts, die bei den nachfolgenden Messungen nicht bestätigt wurde;
- Ammonium, Kjeldahl-Stickstoff, Nitrate, Nitrite: punktuelle und vereinzelte Überschreitungen der Untersuchungs- oder Aktionsgrenzwerte. Demgegenüber wurden am Piezometer 0SEZ015PZ, das weit vom Kernkraftwerk entfernt und hydraulisch stromabwärts inmitten eines landwirtschaftlichen Gebiets liegt, mehrere Überschreitungen des Untersuchungsgrenzwerts für Nitrate beobachtet. Diese Grenzwertüberschreitungen sind auf eine externe Ursache zurückzuführen;
- Phosphate: vereinzelte und isolierte Überschreitungen der Untersuchungs- oder Aktionsgrenzwerte, mit Ausnahme des Piezometers 0SEZ040PZ, das stromabwärts des Maschinenraums von Reaktor Nr. 3 liegt, wo diese Überschreitungen häufiger auftreten (mehrere Überschreitungen des Untersuchungsgrenzwerts), ohne dass jedoch ein signifikanter Anstieg der Phosphatkonzentration zu verzeichnen ist. Diese punktuellen Überschreitungen seit Februar 2013 am Piezometer 0SEZ040PZ waren Gegenstand eines umweltrelevanten Vorfalles im Juni 2017;
- Kohlenwasserstoffe: Überschreitungen der Untersuchungs- und Aktionsgrenzwerte im Zusammenhang mit der seit 2008 am Piezometer 0SEZ005PZ, südlich des Transformators TP/TS²¹ Reaktor Nr. 2, wurden seit 2008 im Zusammenhang mit der Kohlenwasserstoffmarkierung festgestellt und waren Gegenstand eines für die Umwelt bedeutsamen Ereignisses im Dezember 2017. Die Ursache dieser nach wie vor andauernden Markierung, die einer verstärkten Überwachung unterliegt, konnte nicht ermittelt werden. Seit 2009 wird eine Absöpfvorrichtung zum Auffangen der schwimmenden Phase eingesetzt;

²¹ Hauptabzweigtransformator.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

- Gesamtaluminium, Gesamteisen, Mangan: Werte, die regelmäßig über den indikativen Qualitätswerten (VQI) liegen, die am Piezometer stromaufwärts der Anlagen (0SEZ041PZ) sowie an den Piezometern 0SEZ037PZ, 0SEZ038PZ, 0SEZ039PZ (Metallkonzentrationen im gleichen Wertebereich wie beim stromaufgelegenen Piezometer). Diese Überschreitungen stehen im Zusammenhang mit der geochemischen Hintergrundbelastung durch das Kernkraftwerk.

Die Ergebnisse der zwischen 2010 und 2019 durchgeführten radiologischen Grundwasseranalysen zeigen Überschreitungen der Untersuchungs- und Aktionsgrenzwerte für Tritium. Diese Überschreitungen betreffen hauptsächlich das Piezometer 0SEZ008PZ infolge einer Freisetzung von radioaktivem und borhaltigem Wasser aus einem Reservoir. Dieser Austritt war Gegenstand einer Meldung eines umweltrelevanten Ereignisses im Januar 2012. Ein umweltrelevantes Ereignis wurde ebenfalls im Oktober 2015 gemeldet, nachdem am Piezometer 0SEZ032PZ mehrere Überschreitungen des Untersuchungsgrenzwerts festgestellt worden waren, deren Ursache nicht ermittelt werden konnte. Zur Information: Die jüngsten Messungen ergeben eine Aktivität unterhalb der Untersuchungsschwellenwerte.

Was die Analysen der Gesamt-Beta-Aktivität betrifft, so wurde – mit Ausnahme eines im Juni 2019 am Piezometer 0SEZ015PZ gemessenen Wertes, bei dem die Aktivität aufgrund einer hohen Aktivität von Kalium-40 (einem Radionuklid natürlichen Ursprungs) den Validierungsschwellenwert überschritten hatte und dessen Überschreitung bei den nachfolgenden Analysen nicht bestätigt wurde – wurde keine Überschreitung des Validierungsschwellenwerts gemessen.

Eine Untersuchung der historischen Daten und der Umweltüberwachung des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly ermöglichte es, einen besseren Einblick in den Zustand des Untergrunds zu gewinnen, indem eine Bestandsaufnahme der historischen und aktuellen Aktivitäten auf dem Gelände des Kernkraftwerks erstellt, diese Aktivitäten lokalisiert und ihr Risikopotenzial für Boden und Grundwasser bewertet wurden. Die Untersuchung stützte sich auf Dokumentenrecherchen, Aussagen von Mitarbeitern des Kernkraftwerks sowie Besichtigungen der Anlagen vor Ort. Auf diese Weise wurden Bereiche von besonderem Interesse definiert. Auf der Grundlage dieser Untersuchung wurde innerhalb des INB-Perimeters des Kernkraftwerks keine radiologische Belastung des Bodens festgestellt.

Um die für die Bewertung des Bodenzustands in bestimmten Risikobereichen erforderlichen zusätzlichen Informationen zu erhalten, die durch die Auswertung historischer und umweltbezogener Daten identifiziert wurden, wurden zwischen August 2020 und Januar 2021 Bodenuntersuchungen durchgeführt, die aus 34 Bohrungen (bis zu einer maximalen Tiefe von 10,5 m) und der Entnahme von 369 Bodenproben für chemische und radiologische Analysen bestanden.

Die Ergebnisse der chemischen Analysen dieser Untersuchungskampagne zeigten, dass die entnommenen Proben mit der für die untersuchten Parameter ermittelten anthropogenen Hintergrundkonzentration übereinstimmten, mit Ausnahme einiger Proben, die Konzentrationen an Gesamtkohlenwasserstoffen C10–C40, Phenol und Chlorphenolen, bestimmter Spurenmetalle sowie der im Eluat analysierten Parameter, die geringfügig über den festgelegten Vergleichswerten lagen, wobei jedoch keine Gehalte festgestellt wurden, die die Einleitung von Bewirtschaftungsmaßnahmen erforderlich gemacht hätten.

Die radiologischen Kontrollen der abgetragenen Materialien und die an den Bodenproben durchgeführten radiologischen Analysen zeigen, dass in den untersuchten Bereichen keine radiologische Belastung vorliegt.

Darüber hinaus wurden im INB-Gebiet Bodenuntersuchungen im Rahmen von Neubauprojekten durchgeführt. Dabei wurde keine signifikante chemische und/oder radiologische Belastung der Böden festgestellt. Es wurden lediglich punktuelle und nicht signifikante Überschreitungen der geochemischen Hintergrundwerte der vor Ort vorhandenen Materialien sowie der üblicherweise für chemische Tracer verwendeten Referenzwerte beobachtet. Diese Überschreitungen erfordern keine Managementmaßnahmen. Eine radiologische Belastung der Böden wurde nicht festgestellt.

Was die am Piezometer 0SEZ005PZ festgestellte Kohlenwasserstoffanreicherung betrifft, die 2017 Gegenstand eines umweltrelevanten Ereignisses war, konnte die 2011 rund um das Piezometer durchgeführte Bodenuntersuchung den Ausmaßbereich der Anreicherung eingrenzen. Diese weist eine sehr begrenzte Ausdehnung auf, da sie auf einen Radius von 3 m beschränkt ist. Im Rahmen der Untersuchungskampagne 2020–2021 wurde eine ergänzende Bohrung durchgeführt, die das Fehlen einer nennenswerten Anreicherung in einem größeren Umkreis bestätigte und damit zeigte, dass keine seitliche Ausbreitung der Anreicherung vorliegt.

2.4 Grundlagen für die Überprüfung der Grenzwerte für die Einleitung der in der Tabelle im Anhang zu Artikel R 211-11-1 des Umweltgesetzbuchs Umwelt

Artikel 4.1.11 des INB-Erlasses verlangt, dass die Überprüfung der Grenzwerte für gefährliche Stoffe im Abschnitt „Nachteile“ des RCR dargelegt wird:

*„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 Dampierre-en-Burly sind die von diesem Artikel betroffenen Stoffe Borsäure, Gesamtmetalle (Kupfer, Zink, Mangan, Eisen, Nickel, Chrom, Aluminium und Titan), Phosphate, Stickstoff (Ammonium, Nitrate, Nitrite), AOX und THM.

Die geltenden Grenzwerte für die Einleitung dieser Stoffe sind festgelegt in:

- dem Erlass vom 6. Mai 2011 zur Genehmigung der Entscheidung Nr. 2011-DC-0210 der Behörde für nukleare Sicherheit vom 3. März 2011 zur Festlegung der Grenzwerte für die Freisetzung von flüssigen und gasförmigen Abfällen aus den von Électricité de France-Société anonyme (EDF-SA) betriebenen Kernkraftwerken Nr. 84 und Nr. 85 in der Gemeinde Dampierre-en-Burly (Département Loiret);
- die Entscheidung Nr. 2011-DC-0210 der Behörde für nukleare Sicherheit vom 3. März 2011 zur Festlegung der Grenzwerte für die Freisetzung von flüssigen und gasförmigen Abfällen in die Umwelt aus den von Électricité de France – Société Anonyme (EDF-SA) in der Gemeinde Dampierre-en-Burly (Département Loiret) betrieben werden;
- Ab dem 13. September 2022 gilt die Entscheidung Nr. 2022-DC-0732 der Behörde für nukleare Sicherheit vom 21. Juli 2022 zur Änderung der Entscheidung Nr. 2011-DC-0210 der Behörde für nukleare Sicherheit vom 3. März 2011 zur Festlegung der Grenzwerte für die Freisetzung flüssiger und gasförmiger Abfälle in die Umwelt aus den von Électricité de France – Société Anonyme (EDF-SA) in der Gemeinde Dampierre-en-Burly (Département Loiret) betrieben werden.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

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:

- die Analyse der Erfahrungen mit den tatsächlichen Einleitungen des Kernkraftwerks im Zeitraum 2012–2021 im Vergleich zu den geltenden gesetzlichen Grenzwerten;
- die Ermittlung etwaiger betrieblicher Erfordernisse für den Reaktorbetrieb.

Anhand dieser beiden Aspekte lässt sich gegebenenfalls ermitteln, bei welchen Stoffen die Einleitungsgrenzwerte nicht mit den betrieblichen Anforderungen der Reaktoren vereinbar sind.

Auf der Grundlage der Erfahrungswerte zu den Einleitungen des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly im Zeitraum 2012–2021 zeigt sich, dass die Grenzwerte für die 24-Stunden-Gesamtströme von Kupfer, Zink und Gesamtmetallen seit Inkrafttreten der Grenzwertentscheidung Nr. 2011-DC-0210 regelmäßig überschritten werden. Eine neue Entscheidung, die Entscheidung Nr. 2022-DC-0732 zur Änderung der Entscheidung Nr. 2011-DC-0210, legt jedoch neue Grenzwerte für Gesamtmetalle, Kupfer und Zink fest, die besser mit dem Industrieprogramm des Kernkraftwerks in Einklang stehen, wobei insbesondere die Rohrwechselarbeiten an den Reaktoren 2 und 4 berücksichtigt werden.

Die Anwendung dieser Methode auf das Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly zeigt, dass die in der Tabelle im Anhang zu Artikel R.211-11-1 des Umweltgesetzbuchs genannten Einleitungsgrenzwerte mit den betrieblichen Anforderungen des Kernkraftwerks vereinbar sind.

2.5 Zusammenfassung der durchgeführten Studien, Stand der noch durchzuführenden Studien und vorläufiger Zeitplan für die Aufbereitung der Abfälle

Artikel 6.8 des INB-Erlasses sieht vor: „Wenn Abfälle nach Modalitäten verpackt 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 Neuverpackung 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 vorläufigen 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 Dampierre-en-Burly 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 zertifizierten Verpackungen;
- die Kontrolle der in den Versandstücken enthaltenen Aktivität;

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

- der Versand der Versandstücke an ein geeignetes Aufbereitungs- oder Endlagerungszentrum.

Mit all diesen Phasen des Abfallmanagementprozesses verbunden sind:

- die Sensibilisierung der Beteiligten, um die Einhaltung der Anforderungen der Entsorgungsketten zu gewährleisten;
- die Durchführung der technischen Kontrolle;
- die Überwachung der Herstellung der Verpackungen.

Im Jahr 2015 wurde eine Arbeitsgruppe „Verpackungsqualität“ zwischen der Andra und den drei größten Erzeugern radioaktiver Abfälle – EDF, AREVA²² und CEA – ins Leben gerufen, um Verbesserungspotenziale in der Entsorgung radioaktiver Abfälle zu identifizieren und so die Konformität der Verpackungen besser zu gewährleisten.

Diese Organisation zielt darauf ab, ein Maß an Kontrolle zu gewährleisten, das den Herausforderungen angemessen ist, wie sie durch die Auswirkungen und Risiken im Zusammenhang mit möglichen Nichtkonformitäten oder Qualitätsmängeln bei den Transportbehältern 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.

Abbildung 35 zeigt die Entwicklung der Qualität der Betonhüllen-Verpackungen des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly im Zeitraum 2012–2021.

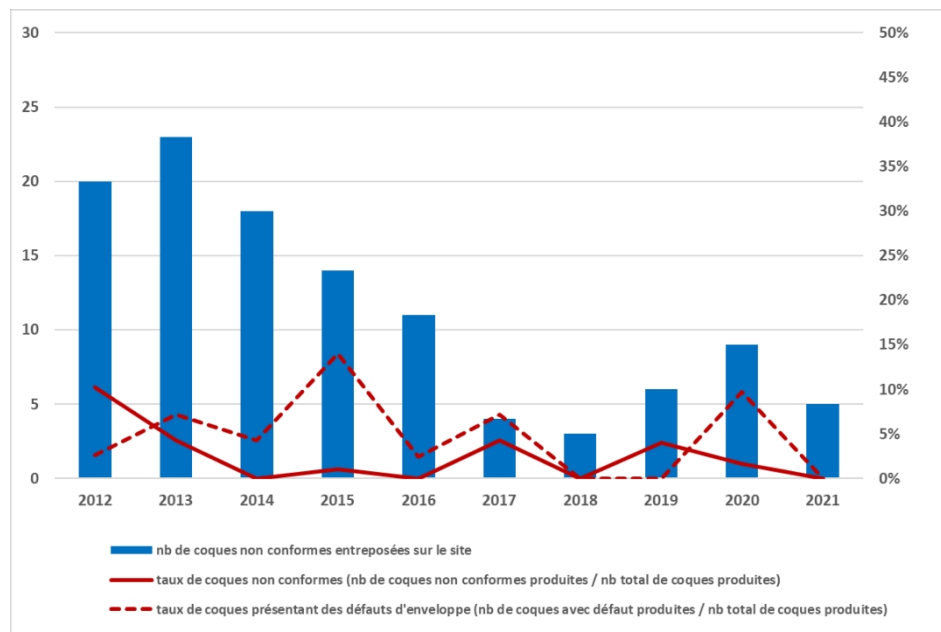


Abbildung 35: Entwicklung der Qualität der im Kernkraftwerk erzeugten Abfallbehälter im Zeitraum 2012–2021

Im Zeitraum 2012–2021 ist eine allgemeine Verbesserung der Qualität der Betonhüllen-Verpackungen sowie ein Rückgang der Anzahl der gelagerten nicht konformen Hüllen zu beobachten. Diese Verbesserung ist auf verschiedene Maßnahmen des Kernkraftwerks zurückzuführen, insbesondere:

²² (mittlerweile Orano)

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

- die Prüfung von Begleitunterlagen für die Übernahme nicht konformer Behälter in ihrem aktuellen Zustand;
- Sensibilisierungsmaßnahmen für das Personal, das die Verriegelung der Behälter durchführt.

Der Anteil nicht konformer Hüllen liegt im Durchschnitt bei 2,6 %, mit einem Höchstwert von 10 % im Jahr 2012, was auf eine außergewöhnlich hohe Produktion von Hüllen mit einer Dosisäquivalentleistung > 2 mSv/h zurückzuführen ist. Dieser Anteil hat sich anschließend wieder auf ein niedriges Niveau eingependelt.

Der Anteil der Gehäuse mit Gehäusemängeln liegt im Durchschnitt bei 4,7 %, mit einem Höchstwert von 14 % im Jahr 2015. Die vereinzelt Anstiege sind hauptsächlich zurückzuführen auf:

- der Herstellung von dosierenden Wasserfiltern, die den Einbau zusätzlicher biologischer Schutzschichten in der Höhe erfordern (wodurch die für die Anbringung des Verschlusses verfügbare Dicke verringert wird),
- auf Rissbildung oder Aggregatansammlungen an den Verschlüssen der Schalen während ihrer Herstellung.

Die Abwicklung dieser Pakete im Lager ist dennoch gewährleistet, wie die Entwicklung der Anzahl der weiterhin gelagerten nicht konformen Schalen zeigt.

Die Qualitätssicherung der Verpackungen trägt insbesondere dazu bei, sicherzustellen, dass diese an die Verwertungs- und Lagerstrecken weitergeleitet werden können, insbesondere wenn eine Rücknahme von Abfällen, die nach Modalitäten verpackt wurden, die mit den Annahmespezifikationen der Verwertungs- und Lagerstrecken unvereinbar sind, nicht in Betracht kommt.

Dabei ist zu unterscheiden zwischen:

- einerseits Abfälle, die in vergänglichen Behältern verpackt sind, ohne vorherige Stilllegung, und die zurückgenommen werden können, wenn eine Unvereinbarkeit der Verpackung mit den Annahmespezifikationen der Entsorgungswege festgestellt wird;
- andererseits Abfälle, die in langlebigen Behältern verpackt sind, sowie Abfälle, die in vergänglichen Behältern mit vorheriger Stilllegung verpackt sind, die vor der Entsorgung stillgelegt werden und die im Falle einer Unvereinbarkeit der Verpackung mit den Annahmespezifikationen der Entsorgungswege nicht zurückgenommen werden können.

Bei den erstgenannten 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 eine Verpackung in Form eines Metallkastens (Zulassung 7BN) entwickelt und von der Andra genehmigen lassen, mit der 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 weiterhin im Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly gelagert werden, sind daher begrenzt, insbesondere im Hinblick auf die im betreffenden Zeitraum anfallenden Mengen an Abfallbinden.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Die Angaben zu den durchgeführten Studien, zum Stand der noch durchzuführenden Studien und zum voraussichtlichen Zeitplan für die Umverpackung der Abfälle, die nach Modalitäten konditioniert wurden, die mit den Annahmespezifikationen der Entsorgungswege unvereinbar sind, werden für jede Abfallart in Tabelle 5 und Tabelle 6 dargelegt.

Zu beachten ist, dass in Abbildung 35 auch die Ende 2021 im Kernkraftwerk gelagerten Abfallgebinde aufgeführt sind, die zum Zeitpunkt der Erstellung dieses Dokuments noch nicht abtransportiert wurden und:

- die Abweichungen von den Annahmespezifikationen der Entsorgungswege aufweisen, die 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 in IP2-Behältern transportiert werden zu können.

Tabelle 5: In verderblichen Behältern verpackte Abfälle, ohne vorherige Lagerung

Abfallart	Anzahl der verpackten Abfälle, die nicht den Annahmespezifikationen der Entsorgungskette entsprechen und zwischengelagert wurden	Gesamtzahl der erzeugten Verpackungen (2012–2021)	Für die Verpackung erforderliche Untersuchungen		Vorläufiger Zeitplan für die Umverpackung
			Durchgeführt	Noch durchzuführen	
Metallabfälle in Behältern (FA – VC)	25	118	Fehleranalyse (unzureichende Sortierung) Neuverpackung der Behälter	Entsorgung im Rahmen des nationalen Vorhabens AP14001 (Behandlung historischer Abfälle) zu organisieren	2025
Lösungsmittel/Öle in Fässern (TFA oder FA-VC)	42 (36 Fässer und 8 SAFRAPs)	143	Charakterisierung des Mangels (Filtration erforderlich) Anschaffung eines Filtergeräts und eines Flammenstifts Änderung der Arbeitsanweisung	Filterung, Kontrolle und Ableitung von Flüssigkeiten	2025
Luftfilter (TFA)	20	72	Fehlercharakterisierung (Abklingen wird abgewartet, da IRAS > 1)	/	2025

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Abfallart	Anzahl der Versandstücke unverträgliche	Gesamtzahl der Verpackungen	Für die Verpackung erforderliche Untersuchungen		Vorläufiger Zeitplan für
NPGV-Harze (TFA)	18	18	/	Warten auf die Zustimmung der Andra zur Überarbeitung des Genehmigungsantrags (Austausch mit der DREAL läuft)	2025
Asbesthaltige Metallabfälle (TFA) in Containern	1	1	Container mit asbesthaltiger, sandgestrahlter Tür und verschweißten Türen	Prüfung der Schweißnahtfestigkeit durchzuführen	2025

Tabelle 6: Erforderliche Untersuchungen zur Konditionierung von Abfällen, die in langlebigen oder vergänglichen Behältern verpackt sind, mit vorheriger Stilllegung

Art der Abfallart	Anzahl der mit den Annahmespezifikationen unvereinbaren Verpackungen der Verwertungskette	Gesamtzahl der produzierten Verpackungen (2012–2021)	Studien erforderlich für die Verpackung		Zeitplan für die Entsorgung
			Durchgeführt	Noch zu durchzuführen	
Wasserfilter und technologische Abfälle (MA-VC)	2	380	Charakterisierung des Defekts: Max. DeD bei Kontakt > 2 mSv/h und DeD in 3 m Entfernung vom ungeschützten Abfall > 10 mSv/h	Abwarten, bis der Abklingvorgang abwarten und die Messung wiederholen	2025
	1			DeD an Kontakt zur Entleerung im aktuellen Zustand	2025

2.6 Elemente, die eine Überprüfung der Vorschriften im Zusammenhang mit der ständigen Überwachung der Radioaktivität oder der Verdopplung der Messketten ermöglichen

Artikel 3.2.18 der Umweltentscheidung sieht vor: „Radioaktive flüssige Abfälle unterliegen einer kontinuierlichen Überwachung ihrer Aktivität an der Ableitung. Diese Radioaktivitätsüberwachung 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 und 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 Anhaltspunkte 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 radioaktiven Abwässer des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly werden 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 erfüllt das Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly die Anforderungen von Artikel 3.2.18 der Umweltgenehmigung.

2.7 Messung der Lärmemissionen 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: „Die Ergebnisse dieser Messungen werden dem in Artikel L.593-19 des Umweltgesetzbuchs vorgesehenen Bericht zur Überprüfung der Anlage beigelegt.“

Das Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly war zwischen dem 2. und 23. Februar 2016 Gegenstand einer akustischen Messkampagne.

Die Messstellen sind so festgelegt, dass die Einhaltung der Emissionsgrenzwerte²³ in den regulierten Gebieten (ZER) beurteilt werden kann. So werden Umgebungslärmmessungen in den Wohngebieten durchgeführt, die den Lärmemissionen des Kernkraftwerks 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 das Kernkraftwerk. Dadurch werden die wichtigsten lokalen Windverhältnisse abgedeckt. Die Messungen an der Standortgrenze (LDS) werden in Richtung dieser Wohngebiete durchgeführt. Die Messstellen für den Restlärmpegel²⁵ werden gemäß Abschnitt 6.6 der Norm NF S 31-010 zur Charakterisierung und Messung von Umgebungslärm festgelegt, um den Restlärmpegel eines Gebiets abzuschätzen, ohne den Betrieb des Kernkraftwerks einzustellen.

Alle diese Messstellen sind in Abbildung 36 dargestellt. Die Polygone

„AMB X“ („AMB 1, 2, 3, 4, 5, 6“ in Orange) entsprechen den Messpunkten für Umgebungslärm, die „RES“ („RES A und B“ in Gelb) entsprechen den Messpunkten für Restlärm und die Polygone „LDS X“ („LDS 1, 2, 3, 4, 5 und 6“ in Grün) entsprechen den Messpunkten an der Standortgrenze (LDS).

²³ Lärmausstrahlung: 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.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

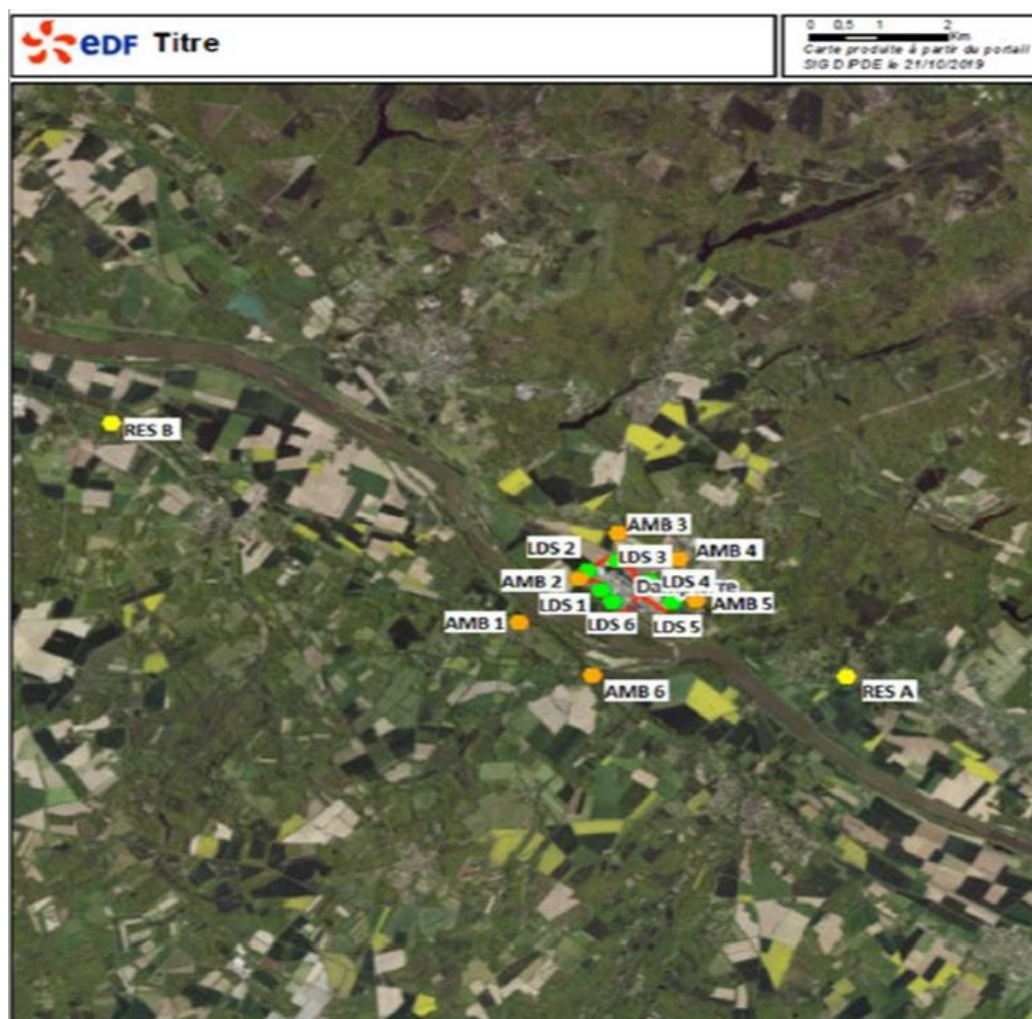


Abbildung 36: Lage der Messpunkte in der Umgebung des Standorts Dampierre-en-Burly

Die Punkte „AMB“ entsprechen den Messstellen für den Umgebungslärm; dies sind die für die Konformitätsbewertung in der ZER ausgewählten Standorte: Die „ZER 1, 2, 3, 4, 5 und 6“ entsprechen jeweils den Punkten „AMB 1, 2, 3, 4, 5 und 6“.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Die Berücksichtigung der standortspezifischen Gegebenheiten (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 Kernkraftwerks 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 des Kernkraftwerks ermöglicht es, die große Menge an Messdaten zu sortieren, um die relevantesten auszuwählen: Ausschluss von Störungen, die für das gesamte Wohngebiet nicht repräsentativ sind (z. B. Lärm einer privaten Wärmepumpe) oder von Ausnahmesituationen (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 verschiedenen lokalen Ausbreitungsbedingungen in Verbindung mit den Wetterbedingungen und den normalen Betriebsbedingungen des Kernkraftwerks (maximale Anzahl in Betrieb befindlicher Reaktoren, stabiler Betrieb, keine außergewöhnlichen Ereignisse vor Ort). Eine statistische Auswertung der ausgewählten Stichproben auf der Grundlage von 10 Jahren vor Ort erhobener Wetterdaten ermöglicht es anschließend, für jeden Messstandort einen einheitlichen Lärmpegelwert zu ermitteln.

Da die Messung allein nicht immer alle Beiträge zum Restlärm berücksichtigen kann, wird schließlich eine abschließende 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 9 613 und NF S 31-133) und wurde anhand einer Reihe von Testfällen validiert. Die Modellierung des Kernkraftwerks 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 3 744 oder ISO 10 494 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 Kernkraftwerks während des strengsten vorgeschriebenen Zeitraums (22:00 bis 07:00 Uhr) sind und in Tabelle 7 dargestellt werden.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Tabelle 7: Lärmpegel an der Grundstücksgrenze und zugehörige Emissionswerte in ZER für den Standort Dampierre-en-Burly

Messpunkte: LDS und zugehörig	Gemessener Lärmpegel in LDS einschließlich Wasserge-räusche (dBA)	Berechneter LDS-Lärmpegel, berechnet aus den industriellen Lärmquellen (dBA)	Gemessener Umgebungs-lärmpegel in ZER (dBA)	Gemessener Restlärmpegel in ZER einschließlich der berechneten Wasserge-räusche (dBA)	Zulässige Emergenz in ZER (dBA)	Berechnete Geräuschemission in ZER (dBA)
LDS 1 / ZER 1	50,5	39,0	41,0	40,5	4	0,5
LDS 2 / ZER 2	60,0	31,2	46,5	46,0	3	0,5
LDS 3 / ZER 3	74,5	49,4	51,5	51,5	3	0,0
LDS 4 / ZER 4	64,0	49,5	48,5	48,5	3	0,0
LDS 5 / ZER 5	63,0	21,7	49,5	49,5	3	0,0
LDS 6 / ZER 6	47,0	40,8	39,5	39,0	4	0,5

Da die Umgebungsgeräuschpegel in ZER 1 und ZER 6 unter 45 dBA liegen, beträgt der zulässige Emissionspegel 4 dBA. Da die Umgebungsgeräuschpegel in ZER 2, ZER 3, ZER 4 und ZER 5 hingegen über 45 dBA liegen, beträgt der zulässige Emissionspegel 3 dBA.

Die an der Standortgrenze berechneten Beiträge der industriellen Lärmquellen liegen unter 60 dBA.

Die Ergebnisse der Konformitätsanalyse zeigen, dass die Lärmpegel des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly die in Artikel 4.3.5 des INB-Erlasses vom 7. Februar 2012 festgelegten Ziele einhalten.

Fazit zum Abschnitt „Belästigungen“

Das Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly ist so organisiert, dass die Einhaltung der für es geltenden Vorschriften gewährleistet ist: Der erste Teil dieses Abschnitts über die Beeinträchtigungen zeigt, dass das Kernkraftwerk Maßnahmen ergreift, um die Beeinträchtigungen, die es für die geschützten Interessen darstellt, zu begrenzen.

Die Aktualisierung der Bewertung der Beeinträchtigungen, die das Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly 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 aller Daten aus der chemischen, ökologischen und radiologischen Umweltüberwachung in der Umgebung des Kernkraftwerks hat keine wahrnehmbaren Auswirkungen des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly auf die Umwelt ergeben.

Die Auswertung der Daten zur chemischen und radiologischen Überwachung des Grundwassers im Bereich des Kernkraftwerks hat einige Überschreitungen der Untersuchungs- und Aktionsgrenzwerte bei bestimmten Parametern (Kohlenwasserstoffe, Phosphate, Tritium usw.) gezeigt, für die Untersuchungsmaßnahmen und Bewirtschaftungsmaßnahmen durchgeführt wurden und/oder derzeit laufen. Die chemische und radiologische Analyse der Böden ergab keine radiologische Kontamination; es wurden lediglich vereinzelte, nicht signifikante Überschreitungen bei den vorhandenen Materialien festgestellt. Diese Überschreitungen erfordern keine Managementmaßnahmen.

Das Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly ist so organisiert, dass die Kontrolle und das Management der Wiederaufbereitung von Abfallbehältern 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 aufgeführten Stoffe mit den betrieblichen Anforderungen der Reaktoren vereinbar sind, mit Ausnahme des 24-Stunden-Grenzwerts für Kupfer, Zink und Gesamtmetalle. Der neue Beschluss Nr. 2022-DC-0732 zur Änderung des Beschlusses Nr. 2011-DC-0210, mit dem die neuen Einleitungsgrenzwerte festgelegt wurden, hat es ermöglicht, diesem Bedarf unter Berücksichtigung des Betriebsprogramms des Kernkraftwerks gerecht zu werden.

Die Auswertung der durchgeführten Schallmessungen zeigt, dass die Schallpegel des Kernkraftwerks die in Artikel 4.3.5 des INB-Erlasses vom 7. Februar 2012 festgelegten Ziele einhalten.

Somit lässt die vierte regelmäßige Überprüfung des Reaktors Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly 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

INHALTSVERZEICHNIS TEIL III

Abschnitt 1: Bewältigung von Alterung und Veralterung	385
Abschnitt 2: Kontrolle der Qualifizierung der MQCA	409

Abschnitt 1: Bewältigung von Alterung und Obsoleszenz

INHALTSVERZEICHNIS ABSCHNITT 1

Abschnitt 1: Beherrschung von Alterung und Obsoleszenz

1.1 Ziel.....	387
1.2 Erfüllung des Ziels.....	387
1.2.1 Maßnahmen bei EDF zur Bewältigung von Alterung und Veralterung.....	387
1.2.1.1 Verfahren zur Bewältigung der Alterung von SSC.....	388
1.2.1.2 Instandhaltungsprozess	392
1.2.1.3 Verfahren zur Bewältigung der Veralterung von Ersatzteilen und Komponenten Ersatzteile	393
1.2.2 Sicherung der Funktionsfähigkeit von Geräten über 40 Jahren.....	394
1.2.2.1 Nachweis der Funktionsfähigkeit nicht austauschbarer Geräte nach 40 Jahren.....	394
1.2.2.2 Nachweis der Funktionsfähigkeit austauschbarer Geräte nach 40 Jahren oder Durchführung entweder ihres Austauschs oder ihrer Sanierung.....	397
1.2.2.3 Zerstörungsfreie Prüfungen (ZFP)	403
1.2.3 Verschiedene Ansätze zum Umgang mit der Veralterung von Geräten und Ersatzteilen.....	403
1.3 Schlussfolgerung	407

Abschnitt 1 – Bewältigung von Alterung und Veralterung

Der Prozess „Bewältigung der Alterung von Strukturen, Systemen und Komponenten (SSC)“ wurde im Rahmen der Vorbereitung der⁴ Reaktorsicherungsmaßnahmen (RP) für die 900-MW-Blöcke eingeführt, nachdem EDF im Jahr 2009 den Wunsch geäußert hatte, den Betrieb seines Kernkraftwerksparks 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 des⁴ 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 der Alterung und Veralterung von Komponenten darin:

- den Nachweis zu erbringen, dass nicht austauschbare Komponenten nach 40 Jahren weiterhin funktionsfähig sind (Reaktordruckbehälter und Sicherheitsbehälter),
- den Nachweis zu erbringen, dass austauschbare Komponenten ihre Funktion nach 40 Jahren weiterhin erfüllen können, oder diese entweder auszutauschen oder zu sanieren.

1.2 Antwort

Allgemeiner Teil EDF-

Organisationsebene

1.2.1 Organisation von EDF zur Bewältigung von Alterung und Veralterung

Der Ansatz zur Bewältigung der Alterung und des Umgangs 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-Reaktorperiode systematisch umgesetzt und in der 4-Reaktorperiode 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 und auf der Grundlage der gesammelten Analyseblätter zur (FAV) und der DAPE-Unterlagen für die Komponenten erstellt wird,
 - die spezifischen Unterlagen für nicht austauschbare Komponenten, den Reaktorkessel (Unterlage zum Kernbereich) und den Sicherheitsbehälter (Prüfberichte, Programm und Bericht der zehnjährigen Sicherheitsüberprüfung des Sicherheitsbehälters),
 - die Unterlagen, die belegen, dass die Qualifizierung der Ausrüstung unter Unfallbedingungen (MQCA) über den⁴ RP hinaus aufrechterhalten wird, gemäß dem Ansatz der

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

- die Unterlagen zur Inspektion im Betrieb und zur Instandhaltung, darunter:
 - die Basisprogramme zur vorbeugenden Instandhaltung (PBMP) der Ausrüstungen 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 sowie 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 IAEA 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 Alterungsmechanismen 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, Steuerstäbe und abnehmbare Ausrüstungen wie Brennstoffbehälter,
- die nicht als EIP eingestuft sind, deren Ausfall aufgrund eines Alterungsmechanismus zu einer Beeinträchtigung von EIP-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 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 Alterungsmechanismus 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.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

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: Zur Bewertung der Alterungsbeherrschung sind weitere Untersuchungen erforderlich (vorläufiger Status),
- Status 2: Für die betreffende Komponente ist ein ausführliches Dossier (Dossier zur Eignung für die weitere Inbetriebnahme, DAPE) erforderlich, das die Analyse der Maßnahmen, anhand derer Rückschlüsse auf die Beherrschung des Alterungsprozesses gezogen werden können.

Auf der 900-MWe-Stufe gibt es etwa 500 festgelegte FAV, von denen sich 5 % im Status 1 und 6 % im Status 2 befinden.

Die FAVs werden jährlich überprüft, um neue Ereignisse zu berücksichtigen, darunter:

- den Fortschritt der Folgemaßnahmen zu den FAV der Status 1 und 2,
- die Entwicklung der Referenzrahmen für Wartung (Leitlinien und Instandhaltungsprogramme für die Instandhaltung, allgemeine Ausnahmeregelungen),
- die Analyse der Ereignisse aus den Erfahrungsberichten des in Betrieb befindlichen Kraftwerksparks, die Ergebnisse des PIC, die Bestandsaufnahmen und Sachgutachten,
- die Erkenntnisse aus dem internationalen Erfahrungsaustausch, insbesondere von EPRI, WANO oder aus bilateralen Kontakten mit ausländischen Betreibern,
- die Erweiterung des Wissens unter Berücksichtigung des Fortschritts der unterstützenden F&E-Maßnahmen sowie unter Einbeziehung der Beiträge aus internationalen Kooperationen im Bereich des Alterungsmanagements (EPRI, IAEA, 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 nutzen und die Referenzrahmen 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.

²⁶ Der internationale Austausch ermöglicht es, von den Erfahrungen älterer Blöcke als die französischen zu profitieren. Zu nennen sind hier insbesondere das IAEA-Programm IGALL („*International Generic Ageing Lessons Learned*“) und die Zusammenarbeit mit dem EPRI, vor allem in den Bereichen unterirdische Rohrleitungen und Stromkabel.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Derzeit gibt es 12 DAPE-Komponenten für die 900-MWe-Generation:

- 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 d'Aptitude à la Poursuite de l'Exploitation – 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.

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 vervollständigen.

Der DAPE des Reaktorblocks wird nach der 4.VD aktualisiert, um:

- die Ergebnisse der während der VD durchgeführten Kontrollen, Inspektionen, Änderungen und Sanierungen, einschließlich der Ergebnisse der Programme PIC und ECOT, einzubeziehen,
- 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 umgesetzt werden soll, als Ergänzung zum nationalen Betriebs- und Instandhaltungsleitfaden.

Die Zusammenfassung des DAPE für den Reaktorblock wird im folgenden Abschnitt „*Blockspezifischer Teil*“ vorgestellt.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

❖ 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 ihr Fachwissen über die ausgebauten Komponenten sowie durch die Bereitstellung von Werkzeugen zur Überwachung und Diagnose/Prognose der Anlagen,
- im Bereich der Innovationen, indem sie neue Werkstoffe oder Technologien bewertet und zu deren Qualifizierung beiträgt.

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 () sowie der Unterlagen zur Betriebsfähigkeit von Reaktorbehältern,
- die Mittel zur Überwachung und Kontrolle von Materialien weiterentwickeln (z. B. zerstörungsfreie Prüfung/Kontrolle nicht verfügbaren unter Untersuchung die besten zu untersuchen,
- zur Entwicklung von Reparatur- oder Schadensminderungsverfahren beizutragen.

Im speziellen Fall des Sicherheitsbehälters verfügt EDF über ein Modell im Maßstab 1:3, mit dem die Alterung des Sicherheitsbehälters 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 für den Tiefbau geeigneten zerstörungsfreien Messungen und Prüfungen 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.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Die Schlussfolgerungen dieser Überprüfung lauten wie folgt:

- Der Prozess zur Altersbeherrschung umfasst die Verbesserung des Verständnisses der Alterungsmechanismen durch F&E-Arbeiten, die Analyse internationaler Erfahrungswerte, 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. Daher gewährleistet der Prozess des Altersmanagement eine gute Vorausschau auf Alterungsphänomene im Kraftwerkspark,
- erfüllt der Prozess die ihm gesetzten Ziele für die Bewältigung der Alterung der SSC. Der Prozess ist ausgereift und befindet sich in einer nachhaltigen Phase. Die im Rahmen dieser Überprüfung geplanten 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 zu gewährleisten und dabei die besten Bedingungen für die Erzeugung einer sicheren, sauberen und wettbewerbsfähigen kWh für die Kunden zu schaffen.

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 nach 40 Jahren sicherzustellen. Sie gliedert sich in zwei Arten:

- die laufende Instandhaltung,
- die außerplanmäßige Instandhaltung.

❖ Laufende Instandhaltung

Zu Beginn des Betriebs des Kernkraftwerksparks basierten die Programme zur vorbeugenden Instandhaltung im Wesentlichen auf den Erfahrungen der Hersteller und dem Betrieb des thermischen Kraftwerksparks mit Verbrennungsanlagen.

Im Zuge der Weiterentwicklung des Kernkraftwerksparks wurden spezifische Wartungsprogramme für den Kernkraftwerkspark 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:

- auf der Grundlage der 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:

- hoher finanzieller Aufwand,
- einmaliger Charakter (Instandhaltungsmaßnahmen, die nur ein- bis mehrmals im Laufe des Betriebs der Blöcke durchgeführt werden), 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 Blockstillständen auftreten. Diese Unwägbarkeiten können verschiedene Ursachen haben (Betrieb, Handhabung, Instandhaltung, Alterung, ...). 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,

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

- die Überwachung sensibler Lieferantenrisiken,
- die Identifizierung kritischer Fertigungsprozesse für Elastomerkomponenten, aus denen Geräte bestehen, die für Unfallbedingungen qualifiziert sind,
- 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 Ersatzteulfertigung,
- die Nachhaltigkeit der Wartungskompetenzen und des Fachpersonals,
- 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 ausgehenden 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 „Reaktorbehälter“ (aktualisiert im Juni 2016) analysiert, das sich insbesondere mit den wichtigsten Mechanismen befasst: der strahleninduzierten Versprödung des Kernbereichs und der thermischen 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 anschließend im Jahr 2016 überarbeitet wurde, um die Schlussfolgerungen der Ständigen ESPN-Gruppe „Reaktorbehälter“ aus dem Jahr 2015 zu berücksichtigen. Dieses Dossier liefert eine Einschätzung der Betriebsfähigkeit der Reaktorbehälter nach 40 Jahren.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

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 Hüllrohr-Studie zur Auslastungsstufe des hypothetischen generischen Defekts (der größte, mit dem qualifizierten Verfahren nicht nachweisbare Defekt an der am stärksten beanspruchten und am stärksten bestrahlten Stelle des ungünstigsten Reaktordruckbehälters) als auch mit den spezifischen Studien für jeden einzelnen Reaktordruckbehälter hinsichtlich der bei der Inspektion während des Betriebs festgestellten Defekte.

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 CPY-Generation sind einwandige Behälter (ESP) aus vorgespanntem Beton, deren Innenseite mit einer metallischen Dichtungshaut (Liner) ausgekleidet ist; die Sicherheitsbehälter sind 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 Bauarbeiten,
- 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), gestützt auf die Instandhaltungsblätter für den Tiefbau (FMGC),
- die Vorschriften für regelmäßige Prüfungen des EPP-Systems,
- die FAV,

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

- 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 Einhausungen ist gewährleistet, sofern die Korrosionsprozesse der Bewehrung und der durch eine geeignete vorbeugende Instandhaltung unter Kontrolle gehalten werden.
- Was die Dichtheit betrifft, wird die Leistungsfähigkeit durch die Einhaltung des in Kapitel IX der RGE festgelegten Leckageratenkriteriums überprüft. Dieses beruht im Wesentlichen auf dem Dichtheitsgrad der Dichtungselemente der Durchführungen, von denen diejenigen, die am stärksten zu Leckagen beitragen, in der 3. VD mit den besten verfügbaren Armaturentechnologien verbessert wurden. Eine eventuelle Leckage 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.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

1.2.2.2 Nachweis der Eignung austauschbarer Komponenten, ihre Funktion nach 40 Jahren weiterhin zu erfüllen, oder deren Austausch bzw. 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 (Cluster-Steuerungsmechanismen) und Thermoelement-Säulen	Vorbeugender Austausch der MCG (hauptsächlich der G1-Gruppen) auf der Grundlage eines Kriteriums hinsichtlich der Anzahl der durchgeführten Schritte
Dampferzeuger	Regelmäßige zerstörungsfreie Prüfung (ZFP) der Rohrbündelrohre 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

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Ausrüstung	Betrieb nach 40 Jahren
Dampfgeneratorventile	ZfP-Prüfung der Dichtflächen und angepasste Instandhaltung (Einlaufen, Bearbeitung)
Dampfabsperrrventil	Regelmäßige Inspektion Austausch der Betätigungsstangen aus martensitischem Stahl
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 Mantelfehlern 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 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

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Material	Betrieb nach 40 Jahren
Inconel-Bereiche	Zerstörungsfreie Prüfung bestimmter Komponenten am Reaktorbehälter und an den Hauptleitungen
Druckhalter	ZfP-Überwachung der Bereiche des Druckbehälters Austausch von Heizstäben, falls erforderlich
Mischbereiche	Regelmäßige, angepasste ZfP-Überwachung, insbesondere für als sensibel identifizierte Mischbereiche Außerordentliche Wartungsmaßnahmen an den RRA-T-Stücken, abhängig von der Überwachung der Betriebszeiten
Sekundärkreislauf (CSP)	Angepasste regelmäßige ZF-Prüfung Systematischer Austausch der ARE-Bögen vor dem Hauptventil (GV) und der VVP-Bögen hinter dem Hauptventil (GV) bei den RGV-Inspektionen
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 Außerplanmäßige Wartung durch Austausch der Motorstatoren
Reservepumpen (und ähnliche)	Regelmäßige umfassende Inspektionen

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Ausrüstung	Betrieb nach 40 Jahren
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 Wanddicke der Kalanders 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 vollständige Begehungen Sanierungen im Bereich Steuerung und Regelung
Selbstsperrende Vorrichtungen	Überwachung durch regelmäßige Inspektionen der DAB und auf dem Prüfstand nach Entnahme 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)

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Ausrüstung	Betrieb nach 40 Jahren
	Vorbeugende Wartung der TAC und planmäßiger Austausch im Zusammenhang mit der Veralterung der wichtigsten Baugruppen
Schalttafeln	Stichprobenartige Überprüfung der ortsfesten Teile und regelmäßige Überprüfung der beweglichen Teile
Steuerungs- und Messtechnik	Zustandsabhängige Wartung als Ergänzung zur vorbeugenden Wartung sowie vorbeugende Wartung an bestimmten Geräten 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 Punktuelter 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

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Ausstattung	Betrieb nach 40 Jahren
Unterirdische Rohrleitungen	Spezielles Programm zur Bewertung der Betriebsfähigkeit von Rohrleitungen nach 40 Jahren auf der Grundlage von Risikoanalysen und gezielten Inspektionen als Ergänzung 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 Gammaographie,
- die aktive Branchenbeobachtung, um Entwicklungen und vorindustrielle Tests von Verfahren anzustoßen, die den Anforderungen des Anlagenparks in Bereichen gerecht werden können, in denen die Leistung nicht den Zielvorgaben entspricht oder gar nicht vorhanden ist,
- eine gute Sichtbarkeit für die Unternehmen, um ihre Kompetenzen vorzubereiten und zu stärken,
- 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 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly

Besonderheiten des Blocks

Die im Rahmen des CPY-Programms durchgeführten Studien wurden vom Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly angepasst, um eine Entscheidung über die Beherrschung der Alterung der Strukturen, Systeme und Komponenten (SSC) des Blocks Nr. 4 zu treffen.

So haben die Teams des Kernkraftwerks die auf allgemeiner Ebene durchgeführten Studien übernommen und gegebenenfalls die Besonderheiten im Zusammenhang mit den SSC des Blocks Nr. 4 ermittelt.

Auf dieser Grundlage wurde der Index 0 des Dossiers zur Eignung für den weiteren Betrieb erstellt und der ASN ein Jahr vor Beginn der Zehnjahresinspektion übermittelt.

Während der Zehnjahresinspektion werden die Strukturen, Systeme und Komponenten (SSC) einer Reihe von Wartungsarbeiten, Inspektionen, Prüfungen, zerstörungsfreien Untersuchungen oder Änderungen unterzogen.

Die Analyse dieser Maßnahmen führt zu den im Folgenden dargelegten Schlussfolgerungen, wobei zwischen den SSC, die hinsichtlich der Alterungsbeherrschung als besonders sensibel gelten, und den übrigen SSC unterschieden wird. Der Index 1 des DAPE (Dossier zur Eignung für die Fortsetzung des Betriebs) des Blocks Nr. 4, der sechs Monate nach der Abweichung an die ASN übermittelt wird, wird diese Angaben vervollständigen.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Zusammenfassung des Zustands des Blocks

Die nachstehende Tabelle fasst die Aktivitäten der VD4 im Zusammenhang mit der zuvor durchgeführten Alterungsanalyse zusammen.

Alle während der Zehnjahresinspektion geplanten Wartungsarbeiten, Inspektionen, Prüfungen, zerstörungsfreien Untersuchungen oder Änderungen tragen dazu bei, die Analyse der Alterungskontrolle für den Zehnjahreszeitraum von der VD4 bis zur VD5 zu untermauern.

Der Index 1 des DAPE wird die Alterungsanalyse des Blocks Nr. 4 vervollständigen und Folgendes berücksichtigen:

- die Erkenntnisse aus den Ergebnissen der Inspektionen und Wartungsarbeiten einerseits an den sicherheitsrelevanten Komponenten (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 (REX) im Zusammenhang mit der Alterung: Analyse neuer FAV oder solcher FAV, deren Status sich seit der Erstellung des DAPE-Index 0 verschlechtert hat.

Die Bilanz der in VD4 umgesetzten Änderungen, die Bilanz der Konformitätsprüfung ECOT VD4 900 sowie das Ergebnis des Programms für ergänzende Untersuchungen (PIC VD4), die bereits an verschiedenen Stellen dieses Dokuments erwähnt wurden, werden im weiteren Verlauf dieses Kapitels nicht behandelt.

Strukturen, Systeme und Komponenten	Im Rahmen des DAPE bewertete Aktivitäten
Reaktorbehälter	Die im Rahmen der vollständigen Neukualifizierung des Hauptprimärkreislaufs (CPP) durchgeführte Wasserdruckprüfung ist zufriedenstellend verlaufen. Die an der VD4 durchgeführten Prüfungen vervollständigen den Nachweis der Eignung für den weiteren Betrieb des Blocks Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly für den Zehnjahreszeitraum nach der VD4 (VD4–VD5), insbesondere die im Rahmen der Prüfungen durchgeführten Analysen und Behandlungen: • MIS, Prüfungen an Rohrleitungen, Schweißnähten und Behälterhalterungen • Ultraschallprüfungen der thermischen Manschette des Expansionsrohrs, • Kamerainspektion der Führungsrohre der Kerninstrumentierung, • Prüfungen und Inspektionen des Reaktorbehälterdeckels, • Prüfung der Bolzenverbindungen und der Behältermutter, • Ultraschallprüfung und TV-Inspektion der Durchführungen im Behälterboden von der Außenseite des Behälters aus.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Anlagen, Systeme und Komponenten	Im Rahmen des DAPE bewertete Tätigkeiten
Behälterinnenseite	Die während der VD4 an den Behälterinnenausrüstungen durchgeführten Inspektionen und Wartungsarbeiten ergänzen den Nachweis der Betriebsfähigkeit des Blocks Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly für den auf die VD4 folgenden Zehnjahreszeitraum (VD4-VD5), insbesondere die Ergebnisse der folgenden Prüfungen: • Fernsehinspektion der oberen und unteren inneren Elemente, • Fernsehinspektion der Kerntrennschrauben.
Primärrohrleitungen	Die im Rahmen der vollständigen Requalifizierung des CPP durchgeführte Wasserdruckprüfung ist zufriedenstellend verlaufen. Diese Prüfung sowie die während der VD4 an den Primärrohrleitungen durchgeführten Kontrollen und Wartungsarbeiten vervollständigen den Nachweis der Eignung für den weiteren Betrieb des Blocks Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly für den auf die VD4 folgenden Zehnjahreszeitraum (VD4–VD5).
Hilfsrohrleitungen des CPP	Die während der VD4 an den Hilfsrohrleitungen des CPP durchgeführten Prüfungen und Wartungsarbeiten vervollständigen den Nachweis der Eignung für den weiteren Betrieb des Blocks Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly für den auf die VD4 folgenden Zehnjahreszeitraum (VD4-VD5), insbesondere:
Druckhalter	Die während der VD4 am Druckhalter durchgeführten Prüfungen und Wartungsarbeiten vervollständigen den Nachweis der Eignung für den weiteren Betrieb des Blocks Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly für den auf die VD4 folgenden Zehnjahreszeitraum (VD4-VD5), insbesondere: • die Primärhydraulikprüfung, • die verschiedenen Ultraschallprüfungen und zerstörungsfreien Prüfungen, die im Rahmen des vorbeugenden Wartungsprogramms durchgeführt wurden.
Dampferzeuger (GV)	Die während der VD4 an den Dampferzeugern durchgeführten Prüfungen und Wartungsarbeiten vervollständigen den Nachweis der Eignung für den weiteren Betrieb des Blocks Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly für den auf die VD4 folgenden Zehnjahreszeitraum (VD4-VD5), insbesondere: • die Primär- und Sekundärhydraulikprüfung, • die Kontrollen der Rohre mittels Axialsonde (kein Rohr muss verschlossen werden), • die verschiedenen zerstörungsfreien Prüfungen, die im Rahmen des vorbeugenden Wartungsprogramms durchgeführt wurden.
Primärpumpenaggregate (GMPP)	Die während der VD4 an den GMPP durchgeführten Prüfungen und vorbeugenden Wartungsarbeiten vervollständigen den Nachweis der Betriebsfähigkeit des Blocks Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly für den auf die VD4 folgenden Zehnjahreszeitraum (VD4-VD5).

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Anlagen, Systeme und Komponenten	Im Rahmen des DAPE bewertete Maßnahmen
Eindämmungsanlage	Die Behälterprüfung ist zufriedenstellend.
Bauwerkskonstruktion	Die Bilanz der seit dem letzten DAPE-Index im Rahmen der vorbeugenden Instandhaltung durchgeführten Kontrollen an den Bauwerken wird den Nachweis der Eignung für den weiteren Betrieb des Blocks Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly für den Zehnjahreszeitraum nach VD4 (VD4–VD5) vervollständigen.
Leittechnik	Die Bilanz der während des VD4-Stillstands durchgeführten Prüfungen und Wartungsarbeiten an den Steuerungs- und Kontrollsystemen vervollständigt den Nachweis der Eignung für den weiteren Betrieb des Blocks Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly für den auf die VD4 folgenden Zehnjahreszeitraum (VD4-VD5).
Stromkabel K1	Die Bilanz der während des VD4-Stillstands durchgeführten Prüfungen und Wartungsarbeiten an den elektrischen K1-Kabeln vervollständigt den Nachweis der Eignung für den weiteren Betrieb des Blocks Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly für den auf die VD4 folgenden Zehnjahreszeitraum (VD4-VD5).
Elektrische Durchführungen	Die Bilanz der während des VD4-Stillstands durchgeführten Prüfungen und Wartungsarbeiten an den elektrischen Durchführungen vervollständigt den Nachweis der Eignung für den weiteren Betrieb des Blocks Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly für den Zehnjahreszeitraum nach der VD4 (VD4-VD5).
Mechanische und elektromechanische Anlagen	Die Bilanz der während der VD4 durchgeführten Prüfungen und Wartungsarbeiten an mechanischen und elektromechanischen Anlagen vervollständigt den Nachweis der Eignung für den weiteren Betrieb des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly für den Zehnjahreszeitraum nach der VD4 (VD4-VD5).
Armaturen	Die Bilanz der während der VD4 durchgeführten Prüfungen und Wartungsarbeiten an den Armaturen vervollständigt den Nachweis der Eignung für den weiteren Betrieb des Blocks Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly für den auf die VD4 folgenden Zehnjahreszeitraum (VD4-VD5).
Elektrische Anlagen und Messtechnik	Die Bilanz der während der VD4 durchgeführten Prüfungen und Wartungsarbeiten an elektrischen Anlagen und Messtechnik vervollständigt den Nachweis der Eignung für den weiteren Betrieb des Blocks Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly für den auf die VD4 folgenden Zehnjahreszeitraum (VD4-VD5).
Anlagenstrukturen	Die Bilanz der seit dem letzten DAPE-Index durchgeführten Prüfungen an den Anlagen auf dem Gelände vervollständigt den Nachweis der Eignung für den weiteren Betrieb des Blocks Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly für den Zehnjahreszeitraum nach der VD4 (VD4-VD5).

Berücksichtigung der Betriebserfahrungen zur Alterung

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Gemäß dem nationalen generischen Verfahren zur Alterungsbeherrschung der sicherheitsrelevanten Komponenten berücksichtigt EDF alle seit der Erstellung des DAPE-Index 0 für Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly aktualisierten FAV und wird diese im DAPE-Index 1 berücksichtigen.

1.3 Fazit

Der Ansatz zur Bewältigung der Alterung der Anlagen wurde bereits lange vor der technischen Überholung (TTS) des 3-RP 900 (2009) eingeleitet. Er stützt sich auf Studien, die ursprünglich für den Zeitraum 3VD – 4VD, die im Rahmen der Arbeitsgruppen „Alterung“ von 2003 und 2006 erörtert wurden, ergänzt durch die Studien für den Zeitraum nach dem 4VD, die im Rahmen der Arbeitsgruppen ESPN und GPR im März 2018 erörtert 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 Dampierre-en-Burly durchgeführten Kontrollmaßnahmen und Wartungsarbeiten wird es ermöglichen, das lokale Alterungsmanagementprogramm (PLMV) für diesen Block und für den auf den Stillstand VD4 folgenden Zehnjahreszeitraum (bis zum Stillstand VD5) abzuschließen.

Das PLMV ist ein Dokument, das im Anschluss an den ersten DAPE des Blocks (Index 0) erstellt wird. Es wird regelmäßig aktualisiert. Sein Ziel ist es, alle Maßnahmen zu identifizieren, mit denen die Alterungsbewältigung der sicherheitsrelevanten Komponenten (SSC), die die Sicherheit der Anlagen beeinflussen, nachgewiesen werden kann. Es stützt sich auf:

- den Schlussfolgerungen der nacheinander bei jedem VD erstellten Block-DAPE, in denen die im folgenden Zehnjahreszeitraum durchzuführenden Maßnahmen festgelegt werden,
- Folgemaßnahmen aus nationalen oder lokalen Erfahrungsrückflüssen, die außerhalb der VD erfolgen,
- außerordentliche Instandhaltungsprogramme, die sich aus der mehrjährigen Planung des Standorts (nach der VD) ergeben.

Im Anschluss an die Analyse zur Bewältigung der Alterung der sicherheitsrelevanten Komponenten des Blocks Nr. 4 in Dampierre-en-Burly wurden Instandhaltungsmaßnahmen, Prüfungen sowie Änderungen identifiziert, die zum Nachweis der Eignung für den weiteren Betrieb dieses Blocks im zehnjährigen Zeitraum nach der VD4-Abschaltung (VD4 – VD5) beitragen, wurden identifiziert und teilweise bereits vor dem Ende der VD-Abschaltung geplant.

Es sei außerdem darauf hingewiesen, dass dieses PLMV-Programm auf der Grundlage der verfügbaren Studien und Daten erstellt wurde und sich daher regelmäßig weiterentwickeln wird, sobald



ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Einbeziehung neuer Erkenntnisse aus dem Betriebserfahrungsbericht (REX) regelmäßig angepasst werden.

Zusammenfassend lässt sich sagen, dass die Bilanz der während des Stillstands VD4 durchgeführten Tests, Inspektionen und Wartungsarbeiten dazu beiträgt, die Eignung für den weiteren Betrieb des Blocks Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly für den Zehnjahreszeitraum VD4–VD5 unter zufriedenstellenden Sicherheitsbedingungen nachzuweisen.

Abschnitt 2: Beherrschung der Qualifizierung der MQCA

INHALT ABSCHNITT 2

Abschnitt 2: Beherrschung der Qualifizierung der MQCA

2.1 Vorgehensweise zur Prüfung der Aufrechterhaltung der MQCA-Qualifikation	411
2.2 Aufschlüsselung des Verfahrens zur Aufrechterhaltung der MQCA-Qualifikation	413
2.2.1 Mechanische Geräte	413
2.2.2 Elektrische Geräte	414
2.3 Schlussfolgerung.....	429

Abschnitt 2 – Beherrschung der Qualifizierung von MQCA

Allgemeiner Teil – Stufe

Die Qualifizierung unter Unfallbedingungen ist ein Prozess, der 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 Anlagen (MQCA) auf der Grundlage einer Betriebsdauer von 40 Jahren qualifiziert wurden, wird für diese Anlagen 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 zur Prüfung der Aufrechterhaltung der MQCA-Zulassung

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 erforderlich sind. Dieser Prozess stützt sich:

- Für jede Ausrüstung auf:
 - die Ermittlung der Qualifikationsanforderungen,
 - der Durchführung eines Qualifizierungsprogramms auf der Grundlage allgemeiner Spezifikationen,
 - der Umsetzung der erforderlichen 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 sowie 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 Ausrüstungen, elektrische Ausrüstungen sowie Ausrüstungen zur Steuerung und Regelung, aber auch um Ausrüstungen, 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 festgelegt sind. Der Einfachheit halber wird den Ausrüstungen häufig ein zusammenfassendes Profil dieser physikalischen Beanspruchungen zugeordnet: Profile K1, K2 oder K3.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

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 rauerer Umgebung als die bei der Erstqualifizierung berücksichtigten, aufgrund von Erfahrungswerten, die neue Alterungsmechanismen aufzeigen, oder aufgrund neuer wissenschaftlicher Erkenntnisse über die betreffenden Phänomene.

In jedem Fall ist gemäß der internationalen Norm IEC/IEEE 60780-323 [Ausgabe vom Februar 2016 – Kernanlagen – Sicherheitsrelevante elektrische Ausrüstung – 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 Belastungen und Umgebungsbedingungen (Temperatur und Strahlung), denen die Ausrüstung im Betrieb tatsächlich ausgesetzt ist, mit den bei der Qualifizierung zugrunde gelegten Bedingungen. 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 Veränderung der Ausrüstung zu erkennen, die die Erfüllung der erforderlichen Aufgabe im Unfallfall oder unter seismischer Beanspruchung beeinträchtigen würde. Dabei kann es sich also handeln um:
 - um regelmäßige Messungen an der Anlage (Methode 3a), beispielsweise Messgenauigkeit, Ansprechzeit oder elektrische Messgrößen wie den Isolationswiderstand,
 - um eine Begutachtung der Ausrüstung (Methode 3b), die darauf abzielt, deren Zustand vor Ort zu charakterisieren.
- Methode 4: Verringerung der Auswirkungen der Umgebungsbedingungen auf die Ausrüstung. Zur Verringerung der Auswirkungen der Umgebungsbedingungen kommen zwei Methoden in Betracht:
 - die Umgebungsbedingungen ändern (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 von Geräten (Methode 4b). Dabei geht es beispielsweise darum, ein Gerät durch eine Abschirmung vor der Strahlung eines Hotspots zu schützen, um die kumulierte Strahlungsdosis über seine Lebensdauer zu reduzieren, oder das Gerät in eine Umgebung mit geringerer Strahlenbelastung zu verlegen.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

- Methode 5: Erweiterung der Qualifizierung des Geräts durch Unterziehen einer testbasierten Qualifizierungssequenz, die auf der Annahme eines . Die Prüfung kann durchgeführt werden:
 - an einem vor Ort in Überzahl 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 einer neuen Anlage (Methode 5c).
- Methode 6: Austausch (Methode 6a) oder Sanierung (Methode 6b) der gesamten oder eines Teils der Anlage als vorbeugende Maßnahme, entweder durch durch identische oder durch alterungsunempfindlichere Komponenten.

2.2 Anwendung des MQCA-Konzepts zur Sicherung der Qualifikationsnachhaltigkeit

2.2.1 Mechanische Geräte

Bei mechanischen Anlagen basiert die Strategie der schrittweisen Qualifizierung auf:

- dem Ersatz der empfindlichen anfälligen Bedingungen Bedingungen, thermodynamischen und chemischen Bedingungen – in der Praxis nichtmetallische Komponenten – mit einer Intervall, das mit der in der Erstqualifizierung berücksichtigten Betriebsdauer vereinbar ist,
- die Überprüfung der mechanischen Teile, die gegenüber Unfallbedingungen unempfindlich sind, durch Anwendung der PBMP,
- die Überprüfung der Aufrechterhaltung der Leistungsfähigkeit durch regelmäßige Prüfungen.

Die für mechanische Ausrüstungen 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 kommen. 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 nach Qualifikationskategorien (K1, K2, K3) erstellt wird, 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 bei Bedarf 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 dieser analytische Ansatz nicht schlüssig, führt EDF Austauschmaßnahmen (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 Verfahren nicht schlüssig ist, nimmt EDF einen Austausch vor (Methoden 3b oder 5);
- 22 % der von den NSQP vorgesehenen Methoden sehen die Aufrechterhaltung der Qualifizierung durch direkten Austausch ohne vorherige Analyse oder Prüfung vor (Methoden 6a oder 6b).

Die detaillierte Übersicht nach Materialtyp ist in der folgenden Tabelle dargestellt:

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Gerätetyp	Qualifizierungsmethode	Ergebnis
Steuerung und Regelung		
Anlagen des Systems zur Messung der Kernleistung (RPN)	Für CPY-Standorte, Modernisierung des 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 Qualifikation auf Platinen, Polarisations- und Klemmenbaugruppen sowie bestimmte Sockel Änderungen aufgrund von Fehlern während der Prüfungen: - 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 weiterer Tests: Erweiterung der erlangten Qualifizierung
Geräte des allgemeinen Regelungssystems (KRG – SIP-P und SIP VI)	SIP CPY: 17 Modultypen, die einer Stichprobenprüfung unterzogen wurden, und 3 Modultypen, die analog geprüft wurden	Prüfergebnisse: Die Qualifizierung wurde erweitert, mit Ausnahme der Geräte, die Gegenstand der nachstehend aufgeführten Änderungen sind. Änderungen, die aufgrund von Fehlschlägen bei den Prüfungen an SIP-Modulen vorgenommen wurden: - Weiterentwicklung des SIP-Systems – P (PNPP1873) - Änderungen in der Wartung (DP333): SIP-Module

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Gerätetyp	Qualifizierungsmethode	Fazit
	Schaltschränke des SIP Protection CPY: Probenahme (Methode 5b) zu komplex => Begutachtung (Methode 3b)	Erweiterung der erworbenen Qualifizierung
Strahlenschutz-Messschränke (KRT)	Nicht originalmäßige Zählmodule	Erweiterung der Qualifikation erlangt
	Racks, Anschlüsse, interne Verkabelung, Klemmenblöcke entnommen und begutachtet + ergänzende Qualifikationsprüfungen (insbesondere Erdbebensicherheit)	Erweiterung der erworbenen Qualifizierung
	Begutachtung der übrigen Schränke (mechanische Struktur und elektrische Anschlüsse)	
	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-Ebulliometer	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 dem 4. RP 900. Probenahme in Fessenheim und Prüfungen geplant zwischen 2021 und 2023.
Alarmmanager im Kontrollraum (KSC)	Probenahme und Prüfungen	Erweiterung der Qualifikation erworben

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Gerätetyp	Qualifizierungsmethode	Fazit
Geräte im Kontrollraum	Direkter Austausch bestimmter Komponenten: Signalhörner Entnahme von Geräten, die für die auf den Testpulten installierten Geräte repräsentativ sind (Entnahme der gesamten Pulte nicht möglich)	Testergebnisse: Erweiterung der Qualifizierung erreicht, mit Ausnahme der Geräte, die Gegenstand der nachstehend aufgeführten Änderungen sind. Bereits eingeleitete Änderungen aufgrund von Fehlern während der Tests: - Austausch der vertikalen Anzeigen und der Aufzeichnungsgeräte im SDC (PNPE1225) - Austausch der Hupen im SDC (PNRL1831)
Kabel	Probenahmen und Begutachtungen von Kabeln K1 und K3 verschiedener Art	Erweiterung der erworbenen Qualifikation
Elektrische Durchführungen	Analyse der Grundlagen: konservative Annahmen der ursprünglichen Qualifizierung, in den PBMP vorgesehene Überwachung, Lebensdaueranalysen (REX international, aktueller Stand des Grundlagenwissens über Werkstoffe, technologische Besonderheiten und geringe Umweltbelastungen im Zusammenhang mit elektrischen Durchführungen)	Erweiterung der erworbenen Qualifikation
Messgeräte		
RIC-K1-Temperaturmessleitungen	Kombination verschiedener Methoden: - Gutachten - Vergleich mit den im Betrieb tatsächlich auftretenden Umgebungsbelastungen	Erweiterung der erworbenen Qualifizierung für die RIC-Temperaturleitungen bis zur Abschaltung VD5, mit Ausnahme der TIA499/6149-Steckverbinder, die in den 1990er Jahren installiert wurden und für die vor den Abschaltungen VD5 noch Qualifizierungsmaßnahmen durchgeführt werden müssen

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Gerätetyp	Qualifizierungsmethode	Fazit
Platin-Widerstandsthermometer K1	Austausch (DT38 oder BEVAA) Beibehaltung der kürzlich installierten DT108	Erweiterung der erworbenen Qualifizierung
BIBLOC-Druckmessumformer	Prüfung nach Probenahme	Erweiterung der erworbenen Qualifizierung
Messumformer vom Typ AMC TE	Nutzung des REX und von Grund auf robuste Konstruktion der Geräte	Erweiterung der Qualifikation erlangt
Elektromagnetische Durchflussmesser von Flumag / optiflux	Flumag: Analysen Optiflux: Qualifizierung aus dem Jahr 2007, seit diesem Zeitpunkt installiert	Erweiterung der 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 Qualifikation erlangt

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Gerätetyp	Qualifizierungsmethode	Fazit
Neutronenkette (CNI, CNS und CNP)	Austausch von Ausrüstung im Rahmen des Vorfalls AFT16.05. Die Änderung PNPP1946 gewährleistet akzeptable Temperaturen für die CNI-Neutronenkette im Falle eines Ausfalls der Zwangsbelüftung des Reaktorkellers.	Erweiterung der erworbenen Qualifizierung
Strahlenschutzmessketten (KRT) – Hoher Gammafluss	BR-Innenbereich: Konstruktion der überwiegend aus Metall bestehenden Ketten und regelmäßige Prüfungen = > Analyse Außerhalb des BR: Sanierung	Erweiterung der erworbenen Qualifikation Sanierung der KRT-Messkette für hohe Gamma-Strahlung BR (PNPE1171)
Strahlenschutzmessketten (KRT) – hohe Aktivität, Auffangbecken und RIS-Aktivität	Analysen auf der Grundlage des tatsächlichen Alters der installierten Geräte, ihrer Auslastung, der Belastungen und Umgebungsbedingungen, denen die Geräte seit ihrer Installation im Betrieb tatsächlich ausgesetzt waren, sowie der für den Fall einer verschlechterten Umgebungssituation angenommenen Bedingungen	Erweiterung der erworbenen Qualifikation
Strahlenschutz-Messketten (KRT) – Ketten mit Gebläseluft im Kontrollraum	Direkter Austausch der Messketten	Modernisierung der KRT-Kette (PNPP1947)

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Gerätetyp	Qualifizierungsverfahren	Fazit
Weitere KRT-Ketten	Ersetzungen durch die Hardware-Änderungen PNPP1442, PNPP1485 – Projekt PIT 3 900 – und PNPP1483 – Projekt Obsoleszenz	Erweiterung der erworbenen Qualifizierung
Füllstandssensoren Druckmessumformer Hydrostatische Sonde	Kürzlich erfolgte Qualifizierung ANV Houdec-Füllstandssensoren, 2006 qualifiziert und nach diesem Datum installiert Fuji-Druckmessumformer, 2009 qualifiziert und nach diesem Datum installiert Hydrostatische Sonde von BAUMER, 2010 qualifiziert und nach diesem Datum installiert	Erweiterung der erworbenen 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 Qualifizierung erteilt
Durchflussschwächer HOUDEC CCB 311	Begutachtung der vor Ort entnommenen Geräte	Erweiterung der erworbenen Qualifikation
Endschalter Petercem	Prüfungen nach Probenahmen vor Ort	Erweiterung der Qualifizierung durch Prüfungen 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 ursprünglich vor Ort installiert waren.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Materialtyp	Qualifizierungsmethode	Fazit
Anschlusstechnik – Verbindungen / Koaxialkabel		
Koaxialverbindungen RPN K1 und K2	Mineralische Verlängerungskabel CNI K1 von RCCN und mineralische Verbindungsstücke CNS K2 von PHOTONIS: Austausch vor Erreichen einer Betriebsdauer von 40 Jahren durch triaxiale Verbindungen von RCCN (PNPP1842)	Erweiterung der erlangten Qualifizierung
	Mineralische Abzweigkabel CNP K2 von PHOTONIS: Analyse der Beschaffenheit der verwendeten Materialien (metallisch und mineralisch) sowie der Reparaturmöglichkeit der Außenhülle	Erweiterung der Qualifikation erteilt
	Organische K2-Verlängerungen: Nutzung der Ergebnisse der F&E-Lebensdaueruntersuchungen an den IEG-Kabeln der CPY-Stufe in Verbindung mit einem Gutachten	Erlangte Qualifikationserweiterung
Anschlusskomponenten, qualifiziert für K1 und K2 (und abdeckend für K3)	Probenahme und Gutachten	Erweiterung der erworbenen Qualifikation
Elastimold-Steckverbinder, die in den HTA-RRA-Motoren verbaut sind	Ersatz: Fortsetzung von AnP94/001	Erweiterung der erworbenen Qualifizierung
Armaturenantriebe		

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Gerätetyp	Qualifizierungsverfahren	Fazit
Stellantriebe	Austausch der K1-Stellantriebe vor der 4. VD, die im Rahmen der Austauschkampagne im Zusammenhang mit dem Fall AI001.001 nicht ausgetauscht wurden	Erweiterung der erlangten Qualifizierung
	Geräte K2, K3: Prüfungen nach Probenahmen	Testergebnisse: Erweiterung der Qualifizierung erteilt, mit Ausnahme der auf DEL installierten Honeywell-Modelle, für die ein Austausch durchgeführt wird (PNPE1243 und PNRL1849)
Magnetventile	Die Typen MB und MT wurden durch eine im Rahmen der 3. VD eingeführte Hardware-Modifikation ersetzt (PNRL1035)	Erweiterung der Qualifizierung erteilt
	Prüfungen nach Probenahmen laufen derzeit an den Magnetventilen vom Typ V301 (K1/K2) und den Magnetventilen 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. regelmäßigen Überprüfungen), zu prüfen im Rahmen des 5. RP 900 (da nicht original vor Ort installiert)
Hochspannungs- und Niederspannungsantriebe		
Hochspannungsmotoren	Nachweis durch Analyse. Sanierte RRI- und RCV-Motoren	Erweiterung der erworbenen Qualifikation

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Gerätetypen	Qualifizierungsverfahren	Fazit
Niederspannungsmotoren	Entnahme und Prüfung einer Auswahl repräsentativer, vor Ort installierter Motoren	Qualifikationserweiterung bei bestimmten Modellen nicht erworben Durchgeführte Änderung: PNRL1845: Austausch von 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 Qualifizierung nicht erteilt. 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 Tests: Änderungen in der Instandhaltung (DP333): Austausch der zeitverzögerten Schutzrelais ICE-TT7111

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Gerätetyp	Qualifizierungsmethode	Fazit
Quellenschalttafeln (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 in den Quellenschaltanlagen spätestens beim 4. RP 900 (DP333)	Erweiterung der Qualifizierung erteilt
	Übrige Schaltanlagen an den CPY-Standorten: Prüfungen und/oder Gutachten an vor Ort entnommenen Geräten	Prüfergebnisse: Erweiterung der Qualifizierung 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 Auto-OKFC-Relais
Niederspannungsschaltanlagen	Prüfungen und/oder Begutachtungen an vor Ort entnommenen Geräten	Testergebnisse: Die Qualifikationserweiterung wurde für bestimmte Komponenten der Schaltanlagen nicht erteilt. Bereits eingeleitete Änderungen aufgrund von Fehlern während der Tests: Änderungen im Rahmen der Wartung (DP333): Austausch von Schüttschubfächern
	Schutzrelais: Entnahme und Prüfungen	Erweiterung der Qualifizierung erteilt

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Gerätetyp	Qualifizierungsmethode	Fazit
Hochspannungs-/Niederspannungs-Transformatoren (CPY)	Austausch der 630-kVA-Hochspannungs-/Niederspannungstransformatoren auf CPY (PNPE1044)	Austausch der 630-kVA-Hochspannungs-/Niederspannungstransformatoren am CPY (PNPE1044)
Verteilerkästen und -schränke		
IAAR-Schaltanlagen	Prüfungen und Begutachtungen der vor Ort entnommenen empfindlichen Bauteile	Erweiterung der erworbenen Qualifikation
Hilfsschaltanlagen der Notstromturbogeneratoren (LLS)	Installiert nach der Inbetriebnahme der 900-MWe-Blöcke (ab 1984).	Erweiterung der Qualifikation eingeleitet, nicht synchronisiert mit der 4-VD, behandelt im Fall PNPE1148.
Hilfsschaltanlagen der Dieselgeneratoren	Hardware-Änderung, die im 4-RP 900 (PNPE1122) umgesetzt wurde, um die Entnahme von Bauteilen für Prüfungen, Begutachtungen oder den Austausch (Erregungsschütze) zu ermöglichen	Erweiterung der Qualifizierung durch den Austausch, in Erwartung der Testergebnisse der aus TRI1 entnommenen Komponenten Änderungen im Rahmen der Wartung (DP333): Austausch des Spannungsreglers und der DDAE-Platine

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Gerätetyp	Qualifizierungsmethode	Fazit
ASG- Überdrehzahlschutzschränke	Entnahmen/Austausch im Rahmen der Hardware-Änderung (PNPE1258 Band J) des Projekts „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/Austausch 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 Auswechslungen vorgenommen, falls die Prüfungen oder Gutachten keine positiven Ergebnisse liefern

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Gerätetyp	Qualifizierungsmethode	Fazit
Umrichter (Wechselrichter und Gleichrichter)	Sonstige Anlagen: Es werden mehrere Methoden zur schrittweisen Qualifizierung gleichzeitig angewendet.	Ergebnis der Begutachtungen: Erweiterung der Qualifizierung für die Anlagen in Tricastin unter der Voraussetzung, dass die empfindlichen Komponenten ausgetauscht werden. Derzeit laufen Begutachtungen und Prüfungen an bestimmten Anlagen der CPY-Stufe außerhalb von Tricastin. Bereits eingeleitete Änderung(en): PNSR9008 9015/16/17/18: Untersuchungen, Inspektionen, Begutachtungen und gegebenenfalls Austausch sensibler 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 erworbenen Qualifikation

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Spezifischer Teil für Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly

Besonderheiten des Blocks

Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly weist hinsichtlich des Zustands „Palier“ 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 TEC1804/1808 und Siemens V23003 außerhalb des RPR“,
- PNPE1243 „Austausch der elektrischen Stellantriebe der Regelventile der DEG-Kühlbatterien in den Elektroräumen“,
- PNPE1225 „Austausch der vertikalen Anzeigen und Aufzeichnungsgeräte im Kontrollraum“,
- PNPP1442 „Zuverlässigkeit und Angemessenheit der KRT-Messungen von REN/APG“,
- PNPP1483 „Veralterung der KRT-Ketten“,
- PNPP1485 „Austausch der KRT-Ketten VVP / Stickstoff 16“,
- PNPP1838 „RPN-Modernisierung: Neue Architektur und Funktionen des RPN (Messung der Kernleistung)“,
- PNPP1842 „Einbau und Montage der triaxialen Verlängerungen CNS und CNI des RPN-Systems“,
- PNPP1871 „Weiterentwicklung (Modernisierung, Verdichtung) des RPR-Systems (Reaktorschutzsystem): Weiterentwicklung der RPR-Funktion und des RPR-Testers, Austausch der Schalter im SdC“,
- PNPP1873 „Weiterentwicklung des Prozessinstrumentierungssystems SIP-P – Neuparametrierung der RPR-Schwellenwerte“,
- PNPP1946 „Einbau einer Klappe am Lüftungskanal des Reaktorkellers“,
- PNPP1947 „Sanierung der Strahlenschutz-Messketten KRT“,
- PNPE1258 Band J „ASG-Überdrehzahlschaltkästen“,
- PNRL1035 „Austausch der Magnetventile K1 MB & MT sowie der Endschalter“,
- PNRL1831 „Austausch der Signalhörner im Kontrollraum“,
- PNRL1845 „Austausch von Niederspannungsmotoren“,
- PNRL1849 „Aufrechterhaltung der Qualifizierung der DVL- und DVC-Register“,

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

wurden im Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly vollständig umgesetzt. Die dokumentarischen Auswirkungen dieser Änderungen wurden berücksichtigt.

Die Änderung PNPE1148 „Aufrechterhaltung der Qualifizierung der LLS-Schaltanlagen und -Verteilerkästen“ wird im Rahmen einer spezifischen Planung umgesetzt, wobei die Integration in Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly spätestens 40 Jahre nach der Installation der Ausrüstung vorgesehen ist.

Die Änderung PNPE1171 „Sanierung der KRT-Anlage mit hohem Gamma-Fluss BR“ wird im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4-RP 900 im Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly umgesetzt.

Die gemäß DP333 erforderlichen Wartungsänderungen wurden am Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly vollständig 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-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

Die⁴RP 900 ermöglichte es gemäß ihren ursprünglichen Zielen, die Konformität des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly 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.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Im Hinblick auf die Konformität:

- Der Prozess zur Bearbeitung von Abweichungen mit Auswirkungen auf die Sicherheit ermöglichte es, alle diese Abweichungen – mit Ausnahme von acht Konformitätsabweichungen, für die Ausgleichsmaßnahmen getroffen wurden, um deren schädliche Auswirkungen bis zu ihrer Beseitigung zu neutralisieren – bereits vor dem Auftreten der Abweichung im Anschluss an die Zehnjahresinspektion zu analysieren und deren Behebung zu planen;
- Die ECOT-Kontrollen, die Ergänzungen zur ECOT und die Systemüberprüfungen ermöglichten es, den Konformitätsstatus der Anlagen zu überprüfen und bei Bedarf Korrekturmaßnahmen umzusetzen.
- Alle 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 nach Abschluss der zehnjährigen Inspektion vollständig behoben, mit Ausnahme von:
 - eines generischen ESS im Zusammenhang mit dem kumulativen Auftreten des Phänomens des Strömungsanstiegs am Ende der spaltbaren Säule der MOX-Brennstäbe und des Herstellungsstörfalls M2019/11, für den Übergangsmaßnahmen umgesetzt wurden, bis eine dauerhafte Lösung gefunden ist, um dessen Auswirkungen auf die Sicherheit zu kontrollieren (bzw. dessen Schädlichkeit zu beseitigen).

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 die Annäherung an radiologische Folgenniveaus, die keine Schutzmaßnahmen für die Bevölkerung erfordern. Darüber hinaus ermöglichen diese Maßnahmen die Bewältigung der Sicherheitsherausforderungen im Zusammenhang mit der Berücksichtigung der Betriebsbedingungen und Bedienerfristen des deterministischen Auslegungsreferenzrahmens für den EPR-Reaktor in Flamanville 3. 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 gewährleisteten 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 sie das Risiko einer Kernschmelze auf etwa 10^{-5} pro Jahr und Reaktor schätzten;
- 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;

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

- 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. Das „Noyau Dur“-Konzept stützt sich auf Strukturen, Systeme und Komponenten sowie auf organisatorische Maßnahmen, die von EDF im Rahmen der nach dem Unfall von Fukushima-Daiichi dauerhaft im Kraftwerkspark eingesetzten Mittel umgesetzt wurden.

Was die konventionellen Risiken betrifft, so zeigen die am Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly durchgeführten Studien, dass diese Risiken im Hinblick auf die geschützten Interessen unter Kontrolle sind.

❖ Abschnitt „Nachteile“

Das Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly 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 Dampierre-en-Burly 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 aller Daten aus der chemischen, ökologischen und radiologischen Umweltüberwachung in der Umgebung des Kernkraftwerks hat keine wahrnehmbaren Auswirkungen des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly auf die Umwelt ergeben.

Die Auswertung der Daten zur chemischen und radiologischen Überwachung des Grundwassers im Bereich des Kernkraftwerks hat einige Überschreitungen der Untersuchungs- und Aktionsgrenzwerte bei bestimmten Parametern (Kohlenwasserstoffe, Phosphate, Tritium usw.) gezeigt, für die Untersuchungsmaßnahmen und Bewirtschaftungsmaßnahmen durchgeführt wurden und/oder derzeit laufen. Die chemische und radiologische Analyse der Böden ergab keine radiologische Kontamination; es wurden lediglich vereinzelte, nicht signifikante Überschreitungen bei den vorhandenen Materialien festgestellt. Diese Überschreitungen erfordern keine Managementmaßnahmen.

Das Kernkraftwerk Dampierre-en-Burly ist so organisiert, dass die Kontrolle und das Management der Wiederaufbereitung von Abfallbehältern 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 aufgeführten Stoffe mit den betrieblichen Anforderungen der Reaktoren vereinbar sind, mit Ausnahme des 24-Stunden-Grenzwerts für Kupfer, Zink und Gesamtmetalle. Der neue Beschluss Nr. 2022-DC-0732 zur Änderung des Beschlusses Nr. 2011-DC-0210, mit dem die neuen Einleitungsgrenzwerte festgelegt wurden, hat es ermöglicht, diesem Bedarf unter Berücksichtigung des Betriebsprogramms des Kernkraftwerks gerecht zu werden.

Die Auswertung der durchgeführten Schallmessungen zeigt, dass die Schallpegel des Kernkraftwerks die in Artikel 4.3.5 des INB-Erlasses vom 7. Februar 2012 festgelegten Ziele einhalten.

Somit lässt die vierte regelmäßige Überprüfung des Reaktors Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly 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.

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

❖ 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. Im Anschluss an die Analyse zur Alterungsbeherrschung der SSC des Blocks Nr. 4 in Dampierre-en-Burly wurden Instandhaltungs- und Kontrollmaßnahmen sowie Umbauten identifiziert, die zum Nachweis der Eignung für die Fortsetzung des Betriebs dieses Blocks für den Zehnjahreszeitraum nach der Abschaltung VD4 (VD4 – VD5) beitragen, identifiziert und teilweise bereits vor Ende des VD-Stilstands geplant. Die Bilanz dieser Aktivitäten wird im Rahmen von Index 1 des DAPE (Dossier d'Aptitude à la Poursuite de l'Exploitation – Dossier zur Eignung für den weiteren Betrieb) des Blocks Nr. 4 vorgelegt, das der ASN sechs Monate nach der Abweichung übermittelt wird.

Das Programm zur Sicherung der Eignung von unter Unfallbedingungen qualifizierten Ausrüstungen (MQCA) für mechanische und elektrische Ausrüstungen ermöglicht 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 Dampierre-en-Burly 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.^{te} Zehnjahresinspektion begann und die mit der Umsetzung der Phase B und der Phase „Ergänzungen“ fortgesetzt wird, es dem Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly 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

Dieser Anhang listet die in diesem Dokument genannten materiellen Änderungen sowie das oder die Themen auf, auf die sich die Änderungen beziehen.

Änderungen, die bereits am Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly im Rahmen der Phase A des 4-RP 900 umgesetzt wurden.		
Nummer	Bezeichnung	Thema
FA I131	Senkung der radiochemischen Spezifikationen für I131eq im Übergangsbetrieb auf 80 GBq/t	Unfall ohne Kernschmelze
PNPE1032	Austausch der Schaltschränke RPE (Spül-, Entlüftungs- und nukleare Absauganlagen) / RRI (Zwischenkühlung) – Schutz vor interner Überflutung	Belastungen (interne Überflutung)
PNPE1044	Leistungserhöhung der Niederspannungsschaltanlagen 380 V, Mittelspannungsschaltanlagen STE, Abschaltung der Schaltschränke	Aufrechterhaltung der Eignung unter Unfallbedingungen
PNPE1068	Einrichtung einer elektrischen Verteilung mit „Noyau Dur“-Kern	Kernbestimmungen
PNPE1069	DVN (allgemeine Belüftung des Gebäudes der nuklearen Hilfseinrichtungen): Verbesserung der Klimatisierung der Räume der Kältemaschinen DEG (Kaltwassererzeugung)	Korrosionsbelastung (große Heißwasseranlagen)
PNPE1070	Verbesserung der Klimatisierung des Lüftungs- und Klimatisierungssystems in den Räumen des Elektrikgebäudes (DVL MT-BT)	Korrosionsbelastung (Großwärmeeinheiten)
PNPE1073	Einrichtung einer „Noyau Dur“-Steuerung für die vorhandenen Anlagen	Maßnahmen für den „Noyau Dur“
PNPE1108 Band A	Abflussbegrenzung und Abdichtung von Durchführungen für den Fall einer internen Überflutung	Einwirkungen (interne Überflutung)
PNPE1118	Erdbebensicherung der Belüftung von Räume mit Wärmetauschern	Einwirkungen (Erdbeben) und Maßnahmen für den Kernbereich (Robustheit)
PNPE1122	Aufrechterhaltung der Eignung der Schaltschränke 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 Qualifikation unter Unfallbedingungen

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Bereits im Block 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly im Rahmen der Phase A des 4-RP 900 umgesetzte Änderungen.		
Nummer	Bezeichnung	Thema
PNPE1141	Änderung der Innenteile der Regelventile des Bypass-Systems der Hauptturbine mit Entlastung in die Atmosphäre (GCT-a) zur Erhöhung ihrer Durchflusskapazität. <i>Anmerkung: Bei 12 CPY-Blöcken (TRI3, BLA, GRA5 und 6, CHB3, SLB1 und 2, CRU3 und 4) umfasst die Änderung auch den Austausch der GCTa-Schalldämpfer, die nicht bereits vor den VD4-Umsetzungen ausgetauscht wurden, um die Blöcke zu harmonisieren und eine Verlängerung der Betriebsdauer des Systems über 40 Jahre hinaus zu gewährleisten.</i>	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPE1144	Schutzmaßnahmen für den konventionellen Blockbereich gegen interne Überflutung	Einwirkungen (interne Überflutung)
PNPE1152	Ersatz der Stromversorgung durch den Turbo-Notstromgenerator durch eine Versorgung über den Notdiesel	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPE1166	Einbau einer elektrischen Architektur, die bei Bedarf den Ersatz des Notstromdiesels durch den Notstromdiesel des benachbarten Blocks ermöglicht	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPE1167	Diesel-Leistungsbilanz: Keine Entlastung der Stellantriebe und Implementierung einer Verriegelung zwischen der Notstromversorgung der Dampferzeuger (ASG) /Kühlung im Stillstand (RRA)	Systemüberprüfung
PNPE1191	Erdbebensicherung der Kabeltrassen	Einwirkungen (Erdbeben)
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	Beeinträchtigungen (Brand)
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 Störungsbedingungen
PNPE1264	Austausch eines Kabels des ETY-Systems	AG-Qualifikation
PNPE1277 Bänder A und D	Brandschutz für Kabel	Einwirkungen (Brand)

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Änderungen, die im Rahmen der Phase A des 4-RP 900 bereits am Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly umgesetzt wurden.		
Nummer	Bezeichnung	Thema
PNPE1279	Einbau eines Bodensiphons zum Schutz vor innerem Hochwasser in einem Raum der Trasse B infolge eines Rohrbruchs im DEL-Raum (Kaltwassererzeugung für das Elektrorau)	Schäden (interne Überschwemmung)
PNPE1289	Einrichtung einer Wasserquelle für die Nachspeisung des „Noyau Dur“	Unfälle ohne Kernschmelze Störfälle (Explosion) Brennstoffbecken Vorkehrungen für den „harten Kern“
PNPE1330 Band A	Hinzufügung eines passiven autokatalytischen Rekombinators (RAP) im Batterieraum (Raum L311)	Angriffe (Explosion)
PNPE1333	Erdbebensicherung des harten Kerns des Hauptprimärkreislaufs, des Hauptsekundärkreislaufs und der DRR-Halterung (Referenzunterlagen)	Vorgaben für den Kernbereich (Robustheit)
PNPE1344	Verdopplung der automatischen Absperrung der Ansaugleitung des BK-Brennstoffbeckens durch PTR-Ventile.	Brennstoffbecken (PCC EPR)
PNPE1471	Austausch von Ventilen oder Ventildichtungen an den EAS-ND-Sackarmen (7 Ventile)	AG-Qualifikation
PNPP1012	Umbau und Sanierung der SGZ-Gasanlagen zur Anpassung an die Vorgaben für interne Explosionssicherheit	Einwirkungen (Explosion)
PNPP1092	Brandschutz für die RCV-Pumpenräume	Gefahren (Brand)
PNPP1196	Umfassende Modernisierung der Brandmeldeanlage	Gefährdungen (Brand)
PNPP1232	Einbau von Sprinkleranlagen in den TEG-Kompressorräumen der CPY-Stufe	Belastungen (Brand)
PNPP1289	Neudimensionierung des Siphonbrechers an der Druckleitung des Kühlsystems des Brennelement-Lagerbeckens	Maßnahmen für den harten Kern
PNPP1371	Verbesserung der Zuverlässigkeit der Isolierung der thermischen Barrieren GMPP	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPP1401	Einbau einer zweiten statischen Dichtung am Damm des Reaktorgebäudes	Brennstoffbecken

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Änderungen, die bereits am Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly im Rahmen der Phase A des 4-RP 900 umgesetzt wurden.		
Nummer	Bezeichnung	Thema
PNPP1402	Automatisches Schließen des PTR-Ansaugventils im Brennelementlagerbecken bei sehr niedrigem Füllstand	Brennstoffbecken
PNPP1403	Motorisierung des Ventils der PTR-Transferleitung	Brennstoffbecken
PNPP1419	Einrichtung eines AAR für Erdbeben	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPP1442 A	Zuverlässigkeit und Angemessenheit der KRT-Aktivitätsmessungen	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen
PNPP1474	Druckmessung an RIS-Akkumulatoren – breiter Messbereich	Brennstoffbecken
PNPP1483	Veralterte KRT-Ketten	
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	Brennstoffbecken
PNPP1595 Band A und B	Modifikation der SEBIM-Ventilkörper	Vorschriften für den Kernbereich
PNPP1631	Verstärkung der Sichtfenster der Schleusen des Reaktorgebäudes	AG-Zulassung
PNPP1666	Notfall-Dieselaggregat	Brennstoffbecken Unfälle mit Kernschmelze Maßnahmen für den „harten Kern“
PNPP1675	Schutz vor extremen Überschwemmungen durch direktes Überfluten der Plattform	Angriffe (externe Überflutung) Bestimmungen zum „harten Kern“
PNPP1679 (außer Band B)	Erdbebensichere Verstärkung der Maßnahmen der TOR-Stufe (NB, NTB) des Brennstoffbeckens.	Vorschriften für den Sicherheitskern – Brennelementbecken
PNPP1688 Band C	Einrichtung einer Steuerungs- und Überwachungsanlage für den Kernbereich für die neuen Anlagen	Vorschriften für den Kernbereich
PNPP1709	Austausch der SIERS-Ventile und Verriegelung der manuellen RPE-Ventile	Angriffe (Explosion)
PNPP1719	Einbau eines Füllstandssensors hinter der Filteranlage mit Auslösung der Förderpumpen, um gegen den Einfluss eines „massiven Zustroms von Verstopfungsmaterial“ gewappnet zu sein	Belastungen durch die Kaltwasserquelle

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Änderungen, die bereits am Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly im Rahmen der Phase A des 4-RP 900 umgesetzt wurden.		
Nummer	Bezeichnung	Thema
PNPP1780	Automatisierung der Ablassventile des BR-Beckens	Vorschriften für den Kernbereich des Schwimmbads mit Brennstoff
PNPP1811	Einbau eines EAS-ND-Systems zur Wassereinspeisung in den Primärkreislauf und zur Ableitung der Restleistung aus dem Reaktorbehälter	Bestimmungen für den Kernbereich
PNPP1838	RPN-Modernisierung: Neue Architektur und Funktionalitäten des RPN (Messung der Kernleistung).	Aufrechterhaltung der Qualifizierung unter Unfallbedingungen
PNPP1842	Einbau und Montage der triaxialen Verlängerungen CNS und CNI des RPN-Systems	Aufrechterhaltung der Qualifizierung für Unfallbedingungen
PNPP1864	Einrichtung einer festen Nachfüllvorrichtung für die Abdeckung des Notstromversorgungssystems der Dampferzeuger (ASG) durch die Brandschutzsysteme JP*	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPP1870	Verstärkung der Erdbebbensicherheit 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
PNPP1883	Nahschutz des Kerns vor externer Überflutung	Belastungen durch externe Überflutung
PNPP1907	PTRbis-Rückführung und Nachfüllung des Kerns von oben aus dem Brennelementlagerbecken	Brennstoffbecken
PNPP1917	Austausch der Vorfiltergitter, um sie widerstandsfähig gegen den Angriff durch „massiven Zustrom von Verstopfungsmaterial“ zu machen	Belastungen durch die Kaltwasserquelle
PNPP1926	Anwendung des WENRA-Schärfungsfaktors für die Wasserstoffdetektion - Teil A: KRT-Regelung - Teil B: Installation von Detektoren in den Batterieräumen - Teil C: Verdopplung der an einer Überwachung beteiligten Detektoren.	Angriffe (Explosion)
PNPP1946	Einbau einer Klappe am Lüftungskanal des Tankschachts	Aufrechterhaltung der Eignung unter Unfallbedingungen
PNPP1947	Modernisierung der Strahlenschutz-Messketten KRT	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen
PNPP1950	Einbau eines Doppelbodens in den Relaisräumen	Systemüberprüfung
PNPP1951	Einbau von Überspannungsschutzgeräten	Stör Einflüsse (Blitzschlag und elektromagnetische Störungen)

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Bereits im Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly im Rahmen der Phase A des 4-RP 900 umgesetzte Änderungen.		
Nummer	Bezeichnung	Thema
PNPP1955	Verbesserung der Kühlung der Dieselmotoren	Überblick über die Systeme
PNPP1976	Einrichtung einer Vorrichtung zur Trockenverteilung und Stabilisierung des Coriums unter Wasser	Maßnahmen bei Kernschmelze und Unfälle mit Kernschmelze
PNRL1035	Austausch der Magnetventile K1 MB & MT sowie der Endschalter	Aufrechterhaltung der Qualifizierung unter Unfallbedingungen
PNRL1817	Weiterentwicklung des Mess- und Regelsystems durch Hinzufügen eines Filters zum Durchschnittstemperatursignal (SIP-C)	Unfälle ohne Kernschmelze
PNRL1823	Austausch der Motoren der Diesel-Luftkühler LHP/LHQ	Angriffe (Grands Chauds)
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 Unfallbedingungen
PNRL1835	Aktualisierung der Parameter für die automatische Verschmutzungsüberwachung der RRI/SEC-Wärmetauscher	Angriffe (Grands Chauds)
PNRL1844	Spezifische Standortgestaltung für die ultimative Kaltquelle: Zugangsrampen zur Kaltquelle	Maßnahmen im Kernbereich
PNRL1845	Austausch von Niederspannungsmotoren	Aufrechterhaltung der Qualifikation unter Unfallbedingungen
PNRL1846	Beseitigung der Risiken einer Umgehung des volumetrischen Schutzes in der Pumpstation	Beeinträchtigungen (externe Überflutung)
PNRL1849	Aufrechterhaltung der Qualifizierung der DVL- und DVC-Klappen – CPY	Aufrechterhaltung der Eignung unter Unfallbedingungen
PNRL1879	Ersatz der elektrischen Schütze der Ventilatoren des Lüftungssystems der elektrischen Gebäude durch Verriegelungsschütze	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
PNRL1924	Erdung der DVN-Kanäle für die Belüftung von Jodräumen	Ereignisse (Explosion)
PNRL1933	Erdbebensicherung der Sodamischanlage <i>Anmerkung: Umsetzung außerhalb von PNRL1933 für die ersten Bauabschnitte (TRI1&2, DAM1, GRA1&3) auf der Grundlage eines verbindlichen Schreibens der DPN.</i>	Systemüberprüfung

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Änderungen, die bereits am Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly im Rahmen der Phase A des 4-RP 900 umgesetzt wurden.		
Nummer	Bezeichnung	Thema
PNRL1946	Austausch der mikroporösen Wärmedämmungen vom Typ „Microtherm®“	Unfälle ohne Kernschmelze (Sicherheitsverbesserung der Rückführung in den BR-Sumpf)
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 (Sicherheitsverbesserung der Rückführung in den BR-Sammelbehältern)
PNRL1952	Flüssigkeitsrückhaltung – Nicht abgeschlossene Ableitungen in Dampierre	Konventionelle Risiken
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 und der BR-Sammelbecken)
PNRL1955	Betriebsänderung – Änderung der Sollwerteinstellung der DVN-Lufterhitzer	Belastungen (extreme Kälte)
PNRL1976	Betriebsänderung – Änderung der Schwellenwerte für die BK-Sumpfpiegel zur Leckageerfassung EAS014VB (PNPP1541 FGH)	Maßnahmen bei Kernschmelze und Unfällen mit Kernschmelze
PNXX1721	Zuverlässigkeitsverbesserung der Steuerung der Druckhalterventile	Vorschriften für den Kernbereich
PNXX1746	Erkennung von Behälterdurchbrüchen und Betrieb des Wasserstoffrekombinators bei hohen Temperaturen	Kernmaßnahmen
PNXX1752	Analoge Füllstandsmessung des Brennelement-Lagerbeckens	Brennstoffbecken
PTDA1678	Projekt „Flüssige Einschließung“	Konventionelle Risiken
MLDA1002	Erwärmung der PTR-Plane von DAM4 auf 25 °C	Maßnahmen für den Kernbereich (Robustheit)

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Änderungen, die im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4-RP 900 am Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly umgesetzt werden		
Nummer	Bezeichnung	Thema
PNPE1115	Automatischer Reaktorabschaltsbefehl bei Erdbeben und Meldung eines signifikanten Erdbebens, robust gegenüber Erdbeben der Kategorie „Noyau Dur“	Vorschriften für den Kernbereich
PNPE1119	Passiver Schutz des Reaktorblocks vor Tornados und Austausch der sogenannten VVP-Abluftkanäle der Gruppe 1	Kernbereichsmaßnahmen (Robustheit)
PNPE1128	„Alles-oder-Nichts“-Füllstandsmessungen im Reaktorbecken	Vorschriften für den Kernbereich (Informationen zur Notfallführung)
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
PNPE1258	Installation des ASG-ND-Systems und der festen Nachspeiseleitung für das BK-Becken durch SEG	Maßnahmen des Kernteams
PNPE1298	Zuverlässigkeit der Kerninformationen zur Wirksamkeit der Hochdruckborierung	Kernbestimmungen (Informationen zur ND-Leitung)
PNPE1302	Unterdrückung von Gleichtaktstörungen und Reduzierung der Wärmebelastung bei PFG/PFL-Kabeln durch Umwicklung	Einwirkungen (Brand)
PNPE1305	Einrichtung einer erdbebensicheren H1-Erkennung für den Kernbereich	Vorschriften für den „harten Kern“ (Informationen zur ND-Leitung)
PNPE1336	Änderungen zur Gewährleistung der Verfügbarkeit bestimmter Abschnitte der Borwasserleitungen nach einem Erdbeben und in der kalten Jahreszeit (Anhebung der Temperaturschwellenwerte für die RRB-Begleitheizung, Austausch der RRB-Kabel, Anbringung von Wärmedämmungen, Austausch der PTR-Füllstandssensoren...)	Kernmaßnahmen (Robustheit)
PNPE1337	Einrichtung von Alarmsystemen an kritischen Türen, um sicherzustellen, dass diese geschlossen bleiben	Angriffe (Brand)

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Änderungen, die im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4-RP 900 am Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly umgesetzt werden		
Nummer	Bezeichnung	Thema
	Brandschutztüren	
PNPE1338	Verhinderung des Luftetrtritts in die Abgasreinigungsanlage – Ankopplung der TEP-Absperrung an den Sauerstoffmesser TEG	Gefährdungen (Explosion)
PNPE1347	Austausch der elektrischen Stellantriebe EAS 014 VB und PTR 021 VB sowie Austausch des Schaltschranks EAS 013 CX	Qualifizierung von AG und SND
PNPE1358	Widerstandsfähigkeit der „Noyau Dur“-Lüftungssysteme gegenüber SND und Tornados	Vorgaben für den „Noyau Dur“ (Robustheit)
PNPE1387	Einrichtung einer Coriumausbreitungsdetektion im RIC-Raum (Reaktorkerninstrumentierung) und Notstromversorgung über 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)	Angriffe (Brand)
PNPE1405	Änderung des Brandschutzes im SDP aufgrund der PEPSSI-Studien <i>Anmerkung: Für bestimmte CPY-Standorte wird die Änderung im Rahmen eines eigens dafür vorgesehenen PNRL-Vorgangs anstelle von PNPE1405 vorgenommen. Die betroffenen Standorte stehen noch nicht fest (in Tricastin erfolgt die Änderung im Rahmen von PNPE1405).</i>	Einwirkungen (Brand)
PNPE1412	Einbau von 220-V-Steckdosen im Überlebensbereich, die über das DUS mit Notstrom versorgt werden	Maßnahmen für den Kernstamm (für das Krisenmanagement)
PNPE1420	PEPSSI – Austausch von Brandschutztüren	Angriffe (Brand)
PNPE1442	Betriebsänderung: Zugänglichkeit – Einsatz von Selbstüberwachungszellen zur Steuerung der RCV-RIS vom BL aus (gleichzeitige ISHP-Einspeisung)	Unfälle ohne Kernschmelze (Zugänglichkeit)
PNPE1444	Passiver Brandschutz „Behandlung von Durchführungen und Fugen“.	Einwirkungen (Brand)
PNPE1445	Einbau eines Rammschutzes zum Schutz von 2 RRI-Leitungen (Zwischenkühlung) vor dem Öffnen einer Tür zum Raum NA381 (interne Explosion) sowie Einbau eines Schutzrahmens gegen Peitschenwirkung zum Schutz	Einwirkungen (Explosion)

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Änderungen, die im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4-RP 900 am Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly umgesetzt werden		
Nummer	Bezeichnung	Thema
	Eine REN-Leitung im Reaktorgebäude	
PNPE1481	Behandlung der nicht befestigten Elemente auf dem Dach des DUS	Anordnung des Kernbereichs
PNPE1486	Qualifizierung AG – EAS 002 VB und RCV430SM	Unfall mit Kernschmelze (Qualifizierung)
PNPP1688 Band D	Einführung einer Kernsteuerung für neue Anlagen	Vorschriften für den Kernbereich
PNPP1824	Hinzufügung einer analogen Füllstandsmesskette für den BK-Brennstoffpool	Maßnahmen im Kernbereich (Information zur ND-Betriebsführung)
PNPP1925	Verbesserung der elektrischen Isolierung zwischen der Polaritätseinheit und den digitalen Eingängen des KIT (zentrale Informationsverarbeitung)	Maßnahmen für den Kernbereich (Robustheit)
PNPP1932	„Einbau eines Abzweigs an der doppelten Ummantelung der Sicherheits-Einspritzsysteme RIS und des Sprühsystems EAS für endoskopische Untersuchungen	Unfälle ohne Kernschmelze“
PNPP1945	Errichtung einer von DVN belüfteten Einhausung zur Abschirmung der RPE-Ventile mit lokalem Jodrisiko NA 414	Nachteile
PNPP1949	Einbau einer Brandschutzwand zwischen den PTR-Pumpen zur physischen 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	Gefahren (Brand)
PNRL1957	Absenkung der Sperrkurve der Gruppe R infolge der Einbeziehung von Wasserwänden in die Sicherheitsstudien	Unfälle ohne Kernschmelze
PNRL1984	Befestigungsvorrichtung zum Verankern eines flexiblen Stützens am BK-Einlass zur Nachspeisung des BK bei Hochwasser über den „Noyau Dur“ hinaus sowie Installation von Materialkisten (Schläuche, Serflex, Türkeile) und Bodenbeschilderung	Belastungsfälle (externe Überflutung)

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Änderungen, die im Rahmen der Phase B der Änderungen des 4-RP 900 am Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly umgesetzt werden		
Nummer	Bezeichnung	Thema
PNRL1990	Erhöhte Erdbebensicherheit des Brandschutznetzes JP*	Einwirkungen (Brand)
PNRS1012	Anwendung der PEPSSI-BR-CPY- und CP0-Bugey-Methodik	Einwirkungen (Brand)
PNRS1024	Sicherung der H2-Leitung des RCV-Speichers	Belastungen (Explosion)

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Änderungen, die im Rahmen der Phase B am Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly umgesetzt werden Ergänzungen zu den Änderungen des 4-RP 900		
Nummer	Bezeichnung	Thema
PNPE1362	Installation 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“ (PIJ-ND)	Maßnahmen für den „harten Kern“
PNPE1449	Untersuchung eines Moduls zur Aufbereitung von kontaminiertem Wasser: mobile Wasseraufbereitungsmodule	Unfälle mit Kernschmelze
PNPE1459	Verbesserung der Langzeitkühlung bestimmter Räume im Elektroraum, darunter der Überlebensinsel, im Falle eines Ausfalls der Kältequelle	Maßnahmen für den „harten Kern“
PNPE1460	Verstärkung der Trennwände zwischen dem internen Kerninstrumentierungsraum (RIC) und dem Bereich der Sumpfbecken am Boden des Sicherheitsbehälters des Reaktorgebäudes	Unfälle mit Kernschmelze
PNPE1477	Einbau eines Überspannungsschutzes im Sekundärkreis der Hilfstransformatoren (BLA und GRA) oder in den Freiluftstationen von SLB und CRU (ggf. auch CHB und DAM)	Einwirkungen (Blitzschlag)
PNPE1505	Einrichtung einer Notlösung für den Ausfall der LUU-Schaltanlage	Störereignisse (Brand)
TCDI0083	Schutz der Komponenten der „Breitbereichs“-Messkette für den Druck im Sicherheitsbehälter, die sich in den Hauptschalträumen des Sicherheitspfads B befinden	Beeinträchtigungen (Brand)
TCDI0222	Maßnahme zur Gewährleistung der Robustheit der Steuerung (RCM) der Regelventile ASG012/014/016VD unter „Hard-Core“-Bedingungen vom Kontrollraum aus	Maßnahmen für den Kernbereich

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Änderungen, die im Rahmen einer spezifischen Planung am Block Nr. 4 des Kernkraftwerks Dampierre-en-Burly umgesetzt werden		
Nummer	Bezeichnung	Thema
PNPE1108 Band B	Erhöhung der Segel, Einbau von Entwässerungsvorrichtungen, Schlosserarbeiten	Einwirkungen (Innenüberflutung)
PNPE1148	Aufrechterhaltung der Qualifizierung der LLS-Verteilerkästen und -Schränke	AG-Qualifizierung
PNPE1277 Band B	Brandschutz für SFS-Kabel in Elektroräumen	Einwirkungen (Brand)
PNPE1323	Verstärkung des Schornsteins des BAN bei SMS, starkem Wind und einem EF2-Tornado	Einwirkungen (Erdbeben und starker Wind)
PNPE1330 Band B	Explosionsschutz in den Batterieräumen (Einbau eines passiven autokatalytischen Rekombinators und/oder Verbesserung der Ausfallsicherheit der Stromversorgung der Lüftungsanlage)	Einwirkungen (Explosion)
PNPE1342	Ersatz der Faserisolierungen durch Metallisolierungen (RMI) am Fuß des Dampferzeugers	Unfälle ohne Kernschmelze (Sicherheitsverbesserung der Umwälzung in den BR-Sammelbecken)
PNPE1359	Druckerhöhung in den Akkumulatoren des RIS-Systems	Unfälle ohne Kernschmelze
PNPE1377	Verstärkung der Erdbebensicherheit der Entlüftungsvorrichtung des Sicherheitsbehälters U5 auf SMS-Niveau	Unfälle mit Kernschmelze Einwirkungen (Erdbeben)
PNPE1410	Einbau von Natriumtetraborat-Körben in die Sumpfbecken des Reaktorgebäudes	Unfälle mit Kernschmelze
PNPE1443	Verstärkung eines Trichters im BK	Brennstoffbecken
PNPE1446	Entfernung der DVC-CPY-Auswüchse an den geraden Blöcken	Systemüberprüfung (PAV)
PNPP1683	Weiterleitung der Informationen zu den Blöcken an das lokale Krisenzentrum	Transversal (Krisenmanagement)
PNPP1722	Verlegung und Wärmedämmung der Versorgungsleitung zur ASG-Abdeckung durch SER im Maschinenraum	Belastungen (extreme Kälte)
PNPP1766	Lokales Krisenzentrum in Dampierre	Querschnittsbereich (Krisenmanagement)
PNPP1797	Einbau eines Borometers am Auslass des chemisch-volumetrischen Kontrollsystems (RCV)	Unfälle ohne Kernschmelze

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	Kühlkreislauf – Kreislaufwasser
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

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Abkürzungen	Bezeichnung
DUV	Raumlüftungssystem des DUS
DVC	Raumlüftungs- und Klimaanlage – Kontrollraum 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

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Abkürzungen	Bezeichnung
ECF	Dichtheitsprüfung der Durchführungen und Schleusen des Reaktorgebäudes
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) / Turbinensteuerung 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 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

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Abkürzungen	Bezeichnung
KSC	Instrumentierung im Kontrollraum
KUS	Leit- und Steuerungssystem LHU
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 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

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Abkürzungen	Bezeichnung
SIR	Reagenzien-Einspritzsystem – Chemische Aufbereitung des Sekundärkreislaufs
TEG	Abgasaufbereitungssystem
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-Risikoanalyse
AIP	Für den Schutz von Interessen wichtige Tätigkeit
AMC	Massiver Zustrom von Ablagerungen
AN	Normale Abschaltung
ANDRA	Nationale Agentur für die Entsorgung radioaktiver Abfälle
AN/GV	Normale Abschaltung des Dampferzeugers

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Abkürzungen	Bezeichnung
AN/RRA	Normale Abschaltung am RRA
AOC	Lagerbereiche für kontaminierte Werkzeuge
AOX	An Aktivkohle adsorbierbare organische Halogene (Adsorbable Organic Halogen) – Verbindungen, die bei der Reaktion von Chlor entstehen
AP	Parc-Fall
API	Stopp für Eingriff
APR	Halt zum Aufladen
APRP	Unfall mit Verlust des Primärkühlmittels
APRP 2A	Unfall mit Verlust des Primärkühlmittels – doppelt ausgefahrene Schiebetür
APRP BI	Unfall mit Verlust des Primärkühlmittels – Zwischenbruch
ASN	Atomaufsichtsbehörde
ATEX	Explosionsfähige Atmosphäre
ATWS	Voraussichtlich Transienten Ohne Scram (Störungen ohne automatische Reaktorabschaltung)
BLEVE	Boiling Liquid Expanding Vapor Explosion
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

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Abkürzungen	Bezeichnung
EMV	Elektromagnetische Verträglichkeit
CENTRACO	CEntre Nucléaire de TRAitement et de COnditionnement
CFC	Zusätzliche Betriebsbedingungen
CGB	Hochwasser im großen Einzugsgebiet
CIRES	Industriezentrum für Zusammenführung, Lagerung und Bevorratung
CLA	Wellen
CNI	Mittelstufe
CNP	Kette für Fortgeschrittene
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)
CRT	Gesamtrestchlorgehalt
CSA	Endlagerstätte „Centre de Stockage de l'Aube“ (für schwach- und mittelradioaktive Abfälle)
CSC	Spannungskorrosion
CSP	Hauptsekundärkreislauf
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

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Abkürzungen	Bezeichnung
DCH	Direkte Beheizung des Sicherheitsbehälters
DDOCE	Beschädigung oder Funktionsstörung von Bauwerken, Kreisläufen oder Anlagen
DeD	Äquivalente Dosisleistung (in Sievert pro Zeiteinheit)
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 Brenndauer
DUS	Diesel für den Notfall
EC	Abweichung von der Konformität
EN	Erforderliche Ausrüstung
ECOT	Konformitätsprüfung der Tranchen
ECP	Verfahren zur Steuerung des Primärkreislaufs
ECPE	Faktoren, die zur Umwelleistung beitragen
ECR	Äquivalent der Hüllreaktion
ECS	Ergänzende Sicherheitsbewertungen
ED	Zehnjahresprüfungen
EDA	Ausrüstung für den Fall eines Angriffs
EDF	Électricité de France
EDG	Auswurf einer Traube

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Akronyme	Bezeichnung
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
Klippeffekt	Plötzliche Veränderung des Verhaltens einer Anlage, die bereits bei einer geringfügigen Abweichung vom vorgesehenen Unfallszenario ausreicht, um die Folgen des Unfalls erheblich zu verschlimmern.
EIP	Wichtiges Element für den Schutz von Interessen
EIPI	Wichtiges Element für den Schutz von Interessen vor Nachteilen
EIPR	Wichtiges Element zum Schutz der Interessen gegenüber vertraglichen Risiken
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
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

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Abkürzungen	Bezeichnung
Ex	Abflussnetz für das Grubenwasser aus dem Maschinenraum (auch als SEK-Behälter bezeichnet)
FA-VC	Geringe Aktivität – Kurze Halbwertszeit
FAIOp	Brandbekämpfungsanweisung für den Bediener
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
GVR	Ersatzdampferzeuger
H1	Vollständiger Ausfall der Kältequelle
H2	Vollständiger Ausfall der Stromversorgung der Dampferzeuger
H3	Vollständiger Ausfall der Stromversorgung

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Abkürzungen	Bezeichnung
H4	Einsatz 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	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
ISO	ISO-Norm, erstellt von der International Organization for Standardization (Internationale Organisation für Normung)
LDS	Standortgrenze
LIE	untere Explosionsgrenze
LLS	Notstromturbogenerator
MA-VC	Mittlere Aktivität – kurze Halbwertszeit

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Abkürzungen	Bezeichnung
MC	Zustandsorientierte Instandhaltung
MCG	Cluster-Steuerungsmechanismen
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
MES	Schwebstoffe
MLC	Lokale Krisenmaßnahmen
MQCA	Für Unfallsituationen qualifizierte Ausrüstung
MRI	Brandrisikomanagement
MS	Systematische Instandhaltung
MTD	Beste verfügbare Techniken
N4	Reaktorblock mit einer Leistung von 1450 MWe ähnlicher Bauart
ND	Harter Kern
NF	Französische Norm
NPGV	Vorbeugende Reinigung von Dampferzeugern
NRO	Bewertung der Zielerreichung
NSO	Nicht ausreichend offen
NSQP	Bewertung der Strategie zur 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 die Alterung der Steuerungs- und Regeltechnik
PA	Aktivierungsprodukte

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Akronyme	Bezeichnung
PA CSTA	Aktionsplan auf der Grundlage der Feststellungen
PAI	Brandschutz-Aktionsplan
PMOX	MOX-PARITÄT – Brennstoffmanagement
PAV	Lüftungsaktionsplan
PBES	Niedrigster Sicherheitswasserstand
PBMP	Grundprogramm zur vorbeugenden Instandhaltung
PCC	Anlagenzustandskategorie
PEAN	Normaler Speisewasserverlust
PEE	Prüfverfahren
PEPSSI	Prinzip der Bewertung Für die Ausreichend der Elemente für die Brandabschnittsbildung
PF	Spaltprodukte
PFG	Gefahr 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	Grundsatzprogramm zur Neuklassifizierung
PSPR	Überwachungsstelle für Risikoprävention

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Abkürzungen	Bezeichnung
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 Regulierungsgruppen
RAP	Passive autokatalytische Rekombinatoren
RBPP	Blockierter Rotor einer Primärpumpe
RCD	Vollständig entladener Reaktor
RCR	Bericht über die Ergebnisse der regelmäßigen Überprüfung
F&E	Risiken interner Dominoeffekte
RDP	Druckausgleichsbehälter
RECS	Ergänzende Sicherheitsbewertungsberichte
REP	Druckwasserreaktor
REU	Risiko eines einzelnen Behälterbruchs
REX	Erfahrungsrückfluss
RFC	Kernschmelzrisiko
RFDP	Erzwungene Reduzierung des Primärdurchflusses
RFS	Grundlegende Sicherheitsvorschrift
RGE	Allgemeine Betriebsregeln

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Abkürzungen	Bezeichnung
RGV	Austausch des Dampferzeugers
RIE	(Explosionsgefahren 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 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	Anlaufstelle 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

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Abkürzungen	Bezeichnung
SIRENe	Informationssystem für Ableitungen und Umwelt im Nuklearbereich
SME	Umweltmanagementsystem
SMHV	Historisch wahrscheinlichstes Erdbeben
SMI	Integriertes Managementsystem
SMS	Sicherheitsbezogenes Erdbeben
SND	Kernbeben
S	Zusatzkrankenversicherung (auch TER-Versicherung genannt)
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
T	Sammlung, Kontrolle und Ableitung von Abwässern aus dem Kernkraftwerksbereich (auch als KER-Behälter bezeichnet)
TA	Hilfstransformator
TAC	Verbrennungsturbine
TAM	Hardware-Zugriffspuffer
TAS	Notstrom-Turbogenerator
Td	Temperatur für die Verfügbarkeit der Hardware
TEPCO	Tokyo Electric Power Company
TFA	Sehr geringe Aktivität
THE	Hochenergie-Rohrleitungen
TLD	Langzeit-Temperatur
Tnd	Temperatur ohne Materialschädigung

ÖFFENTLICHE ANHÖRUNG ZUM REAKTOR NR. 4 IN DAMPIERRE-EN-BURLY

Abschlussbericht zur vierten regelmäßigen Überprüfung des Blocks 4 des Kernkraftwerks Dampierre

Abkürzungen	Bezeichnung
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
ZER	Zone mit kontrollierter Freisetzung
ZII	Gebiete mit innerem Hochwasserrisiko
ZNIEFF	Naturgebiet von ökologischem, faunistischem und floristischem Interesse



EDF SA
22-30, avenue de Wagram
75382 Paris cedex 08
Capital de 1868 467 354 euros
552 081 317 RCS Paris

www.edf.fr

EDF
Direction Production Nucléaire
CNPE de Dampierre-en-Burly
BP 18
45570 DAMPIERRE-EN-BURLY

<https://www.edf.fr/dampierre>